

РАДИОАКТИВНЫЕ ИНДИКАТОРЫ В ХИМИИ

Проведение эксперимента и обработка результатов

Допущено
Министерством высшего и среднего
специального образования СССР
в качестве учебного пособия
для студентов университетов,
обучающихся
по специальности «Химия»



540
P15
УДК 541.15(075)

**В. Б. ЛУКЬЯНОВ, С. С. БЕРДОНОСОВ, И. О. БОГАТЫРЕВ,
К. Б. ЗАБОРЕНКО, Б. З. ИОФА**

Рецензенты: проф. И. А. Коршунов (Горьковский государственный университет) и кафедра радиохимии Ленинградского государственного университета (зав кафедрой проф. А. Н. Мурин)

**Валерий Борисович Лукьянов, Сергей Серафимович Бердоносков,
Игорь Олегович Богатырев, Калерия Борисовна Заборенко,
Борис Зиновьевич Иофа**

РАДИОАКТИВНЫЕ ИНДИКАТОРЫ В ХИМИИ. ПРОВЕДЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТА
И ОБРАБОТКА РЕЗУЛЬТАТОВ

И Б № 643

Редактор М. М. Поплавская
Художник Ю. Д. Федичкин.
Художественный редактор Т. М. Скворцова.
Технический редактор Л. А. Муравьева.
Корректор С. К. Марченко

T-22823 Сдано в набор 15/VII-76 г. Подп. к печати 22/XII-76 г.
Формат 60×90^{1/16} Бум тип № 3. Объем 17,5 печ. л. + 0,25 печ. л. форзац
17,75 усл. п. л. 19,89 уч.-изд. л. + 0,32 форзац. Изд. № ХИМ-552 Тираж 7000 экз
Зак 1075 Цена 86 коп.

План выпуска литературы издательства «Высшая школа» (вузы и техникумы)
на 1977 г. Позиция № 58
Издательство «Высшая школа»
Москва, К-51, Неглинная ул., д. 29/14
Московская типография № 4 Союзполиграфпрома
при Государственном комитете Совета Министров СССР
по делам издательства, полиграфии и книжной торговли,
Москва, И-117Б, Переяславская ул., д. 46

**P15 Радиобактивные индикаторы в химии. Проведение экс-
перимента и обработка результатов. Учеб. пособие для
вузов. М., «Высш. школа», 1977.**

280 с. с ил.

На обороте тит. л. авт.: В. Б. Лукьянов, С. С. Бердоносков,
И. О. Богатырев [и др.]

Книга представляет собой пособие для занятий по курсу «Метод радиоактивных индикаторов в химии» и включает материал, важный для практического овладения методом (вопросы радиационной безопасности, техника работы с радиоактивными веществами, проведение измерений радиоактивности и обработка результатов). Изложение сопровождается большим числом расчетных примеров. Заключительные главы пособия содержат лабораторные работы и расчетные задачи, иллюстрирующие применение метода радиоактивных индикаторов в различных областях химии.

Р 20503—082 58—77
001(01)—77

540

Предисловие

Предлагаемое пособие содержит материал, важный для практического использования радиоактивных индикаторов в химии. Книга предназначена для читателя, уже знакомого с принципами использования радиоактивных индикаторов в химии (например, в объеме пособия В. Б. Лукьянова, С. С. Бердоносова, И. О. Богатырева, К. Б. Заборенко и Б. З. Иофа «Радиоактивные индикаторы в химии. Основы метода» М., «Высшая школа», 1975).

Первые четыре главы данного пособия включают разделы, мало освещенные в учебной литературе, но имеющие большое значение для овладения методом: вопросы радиационной безопасности, технику работы с радиоактивными веществами, проведение абсолютных и относительных измерений, обработку результатов регистрации радиоактивности. Изложение теории сопровождается многочисленными расчетными примерами.

В гл. 5 пособия приведены описания 23 лабораторных работ. Условно их можно разбить на 5 групп. В первую группу входят работы, знакомящие с основными приемами, необходимыми для проведения любого химического эксперимента с радиоактивными индикаторами (работы 1 — 4). Следующие 3 работы (2-я группа) посвящены изучению изотопного обмена. В 3-й группе (работы 8 — 12) рассмотрено использование радиоактивных индикаторов в аналитической химии, в 4-й (работы 13 — 21) — в физической и неорганической химии, в 5-й (работы 22 и 23) — в органической химии. Теоретический материал, относящийся к лабораторным работам, приведен в соответствующих главах упомянутой книги «Радиоактивные индикаторы в химии. Основы метода».

Опыт, накопленный на кафедре радиохимии химического факультета МГУ им М. В. Ломоносова, показывает, что в минимальном объеме практикум по методу радиоактивных индикаторов в химии для студентов-нерадиохимиков должен включать 6 — 7 лабораторных работ (работы № 1, 4 и по 1 — 2 работы из остальных групп). При выборе работ желательно руководствоваться будущей специализацией студента.

Заключительная, шестая глава книги включает расчетные задачи. Задачи подобраны так, что каждому примеру,

рассмотренному в теоретической части данного пособия и книги «Радиоактивные индикаторы в химии. Основы метода», соответствуют 2 — 3 задачи.

Авторы благодарны кандидатам хим. наук В. К. Власову, И. Н. Бекману и П. П. Кукину за участие в обсуждении разделов по вопросам радиационной безопасности, а также канд. хим. наук Ю. Н. Сычеву, который просмотрел всю рукопись и высказал много ценных критических замечаний. Авторы признательны зав. кафедрой радиохимии химического ф-та МГУ член-корр. АН СССР проф. Аң. Н. Несмеянову за постоянное внимание к работе. Авторы считают своим приятным долгом выразить благодарность проф. И. А. Коршунову и сотрудникам кафедры радиохимии химического ф-та ЛГУ им. А. А. Жданова (зав. кафедрой проф. А. Н. Мурин) за высказанные ими в рецензиях критические замечания.

Вопросы радиационной безопасности

При постановке исследований с использованием радиоактивных индикаторов необходимо обеспечить безопасные условия проведения работ, поэтому большое внимание уделяется *радиационной безопасности*. Радиационная безопасность как самостоятельная дисциплина включает прежде всего комплекс вопросов, связанных с изучением воздействия ионизирующих излучений на организм человека (элементы *радиобиологии и радиационной медицины*).

Степень поражающего действия ионизирующего излучения зависит от энергии излучения, поглощенной облучаемым объектом. Количественно эту энергию характеризуют величиной *дозы**. Измерение и расчет доз ионизирующих излучений составляет предмет *дозиметрии*, имеющей важное значение для правильной организации работ с радиоактивными веществами.

На основании данных радиобиологии и радиационной медицины определяют максимально допустимые дозы облучения при работе с радиоактивными изотопами и источниками ионизирующего излучения и допустимые уровни содержания радиоактивных изотопов в воде и воздухе. Эти данные затем используют при разработке методов безопасной работы с радиоактивными изотопами.

Для защиты работающего от ионизирующих излучений широко используют различные экраны (из воды, бетона, стали, свинца и других материалов). Правильный выбор материала и толщины экрана предполагает знакомство с основами *физики защиты*.

В этой главе будут рассмотрены некоторые практически важные вопросы радиационной безопасности.

§ 1. Действие излучения на организм

1. БИОЛОГИЧЕСКОЕ ДЕЙСТВИЕ ИЗЛУЧЕНИЙ

В основе биологического действия ионизирующих излучений (в том числе излучений, испускаемых радиоактивными ядрами) лежат процессы взаимодействия излучения с атомами и молекулами клеток об-

* Строгое определение понятия дозы и способы ее выражения будут приведены в § 2, 1 этой главы.

лучаемого организма. Различают прямое и косвенное действие ионизирующего излучения.

К *прямому действию* относят ионизацию и возбуждение молекул в клетках тканей и крови непосредственно при прохождении потока ионизирующих частиц; в результате происходит разрыв химических связей и изменение строения соединений, составляющих клетку. В частности, образуются в больших количествах радикалы, обладающие повышенной химической активностью. Взаимодействие радикалов с молекулами клеток сопровождается образованием различных химических соединений, зачастую не свойственных живому организму. Процессы, происходящие с участием радикалов, относят к *косвенному действию* ионизирующего излучения.

В результате подобных процессов может нарушиться нормальное течение биохимических реакций, определяющих важные функции жизнедеятельности организма (обмен веществ и др.). При достаточно интенсивном облучении эти нарушения проявляются в совокупности болезненных симптомов, характеризующих так называемую «лучевую болезнь». К опасным последствиям облучения относятся также «генетические эффекты», заключающиеся в повышении вероятности появления болезненных отклонений в потомстве (за счет того, что под действием ионизирующего излучения возрастает доля вредных мутаций в наследственном аппарате генов).

Любой человек, даже не имеющий профессионального контакта с радиоактивностью, постоянно подвергается облучению космическими лучами, излучением естественных радиоактивных изотопов, присутствующих в тканях организма и в окружающих веществах, а также действию других источников ионизирующего излучения. Получаемые при этом дозы облучения малы и составляют *фоновый* уровень, к которому, как полагают, организм адаптировался за время эволюции. Дозы, с которыми имеют дело при работах с радиоактивными индикаторами, несколько выше этого уровня, однако, как правило, много ниже доз, которые могут вызвать симптомы лучевой болезни.

Отметим некоторые особенности биологического действия излучений, которые необходимо знать каждому имеющему дело с радиоактивными веществами.

При равных дозах, создаваемых излучением одного и того же вида, биологический эффект зависит от продолжительности облучения. Высокая доза, полученная в течение короткого промежутка времени, биологически гораздо опаснее, чем та же доза, полученная малыми порциями в течение длительного отрезка времени. Это объясняется тем, что во втором случае в организме успевают произойти восстановительные («репарационные») процессы, в результате которых к моменту получения новой порции облучения частично восстанавливаются нарушенные функции.

На эффект облучения также влияет состояние и особенности организма, подвергнувшегося облучению. Молодой организм более чувствителен к облучению, чем зрелый; заболевания (в особенности центральной нервной системы) заметно снижают устойчивость организма к облучению.

Отдельные органы сильно различаются по своей чувствительности к ионизирующему излучению. Очень чувствительны многие внутренние органы, а также глаза, в то же время кожные покровы значительно более устойчивы к действию излучений.

Конечно, не следует слишком преувеличивать опасность работ с радиоактивными веществами. При правильной организации труда, основанной на знании свойств излучения используемого радиоактивного изотопа, физико-химических особенностей его поведения, и при соблюдении соответствующих правил техники безопасности работа с радиоактивными веществами не более опасна, чем с обычными химическими реагентами.

2. ВНЕШНЕЕ И ВНУТРЕННЕЕ ОБЛУЧЕНИЕ

В зависимости от того, расположен ли источник излучения вне или внутри организма, различают *внешнее* и *внутреннее облучение*. Источниками внешнего облучения могут быть: радиоактивные препараты, содержащие изотоп с γ -излучением или β -излучением высокой энергии, рентгеновские или γ -установки, ускорители заряженных частиц, лабораторные источники нейтронов, ядерные реакторы.

При внешнем облучении опасность, связанная с биологическим действием излучения (радиационная опасность), зависит в первую очередь от вида и энергии излучения, а также от активности источника излучения, расстояния до него, продолжительности облучения. Наиболее опасны с точки зрения внешнего облучения γ -кванты и нейтроны, так как они обладают наибольшей проникающей способностью.

Внутреннее облучение вызывается радиоактивными веществами, проникшими непосредственно в организм. Источники радиоактивности, при работе с которыми возможно проникновение радиоактивного вещества в окружающую среду, а следовательно, и опасность внутреннего облучения, называют «открытыми» источниками (в отличие от «закрытых», или ампулированных, источников, устройство которых исключает возможность загрязнения окружающей среды радиоактивными веществами). Наиболее опасными с точки зрения внутреннего облучения оказываются α -излучающие вещества, так как пробег α -частиц в веществе мал и их энергия целиком поглощается вблизи места локализации радиоактивного изотопа.

Степень внутреннего облучения зависит не только от вида и энергии излучения, но также и от того, где именно в организме концентрируется радиоактивный изотоп и как долго организм подвергается действию излучения. Продолжительность внутреннего облучения определяется двумя факторами: периодом полураспада изотопа и скоростью его выведения из организма. Таким образом, при оценке опасности внутреннего облучения необходимо учитывать, в каких органах происходит накопление изотопа, вид и энергию излучения, период полураспада, физико-химические свойства, биологическую скорость выведения из организма. Совокупность этих показателей определяет относительную *радиотоксичность* изотопа (см. § 6, 1 этой главы).

В зависимости от радиотоксичности изотопа и активности «открытых» источников, устанавливается комплекс обязательных защитных мероприятий, обеспечивающих радиационную безопасность работы. Тщательное соблюдение этих мероприятий (см. § 6 и 7 этой главы) позволяет при работе с «открытыми» источниками практически полностью исключить возможность проникновения радиоактивных веществ (в частности, газов и аэрозолей) внутрь организма. Поэтому в книге речь будет идти лишь о методах расчета доз, создаваемых источниками внешнего облучения.

Как известно, различные виды ионизирующего излучения (рентгеновское и γ -излучение, заряженные частицы, нейтроны) по-разному взаимодействуют с веществом. Эти особенности учитываются при расчете доз и конструировании защитных экранов, а также при измерении доз, создаваемых различными источниками ионизирующей радиации. Далее будут рассмотрены некоторые вопросы дозиметрии β - и γ -излучения, знание которых наиболее существенно для лиц, использующих радиоактивные индикаторы в химических исследованиях.

§ 2. Основные понятия дозиметрии

1. поглощенная доза. экспозиционная доза

Для оценки поглощаемой веществом энергии служит величина поглощенной дозы излучения. *Поглощенная доза* $D_{\text{п}}$ равна энергии, которая передается ионизирующими частицами (например, электронами) единице массы любого облучаемого вещества:

$$D_{\text{п}} = \Delta \mathcal{E}_{\text{e, п}} / \Delta m, \quad (1.1)$$

где $\Delta \mathcal{E}_{\text{e, п}}$ означает энергию корпускулярного излучения, поглощаемую облучаемым объектом.

За единицу поглощенной дозы в системе СИ принят джоуль на килограмм (Дж/кг). *Джоуль на килограмм* — поглощенная доза ионизирующего излучения любого вида, при которой энергия, переданная массе в 1 кг облученного вещества, равна 1 Дж. Доза, отнесенная к единице времени, называется мощностью дозы. *Мощность поглощенной дозы*

$$P_{\text{п}} = D_{\text{п}} / t \quad (1.2)$$

и выражается в *ваттах на килограмм* (Вт/кг).

Для измерения поглощенной дозы допускается также использование внесистемной единицы рад. Название «рад» происходит от начальных букв английского термина Radiation Absorbed Dose (поглощенная доза излучения). *Рад* определяется как поглощенная доза любого ионизирующего излучения, равная 100 эрг на 1 г облученного вещества; таким образом 1 рад = 100 эрг/г = 0,01 Дж/кг. Мощность поглощенной дозы в этом случае выражают в рад/с или рад/ч (1 рад/с = 0,01 Вт/кг).

Поглощенную дозу можно непосредственно измерять калориметрическим методом. Однако такая процедура достаточно сложна, причем особенно трудно измерять малые дозы. На практике обычно не-

посредственно измеряют так называемую экспозиционную дозу, от которой затем переходят к поглощенной дозе. Понятие экспозиционной дозы определено для рентгеновского или γ -излучения. Как известно, прохождение электромагнитного излучения через вещество сопровождается образованием фото- и комптоновских электронов, а также (при $E_\gamma > 1,02$ МэВ) электронно-позитронных пар, причем кинетическая энергия образующихся частиц расходуется на ионизацию вещества. Говорят, что с квантовым излучением сопряжена корпускулярная эмиссия, вызывающая ионизацию среды. Для некоторой точки воздушной среды *экспозиционную дозу* (D_0) определяют как часть энергии рентгеновского или γ -излучения, преобразованную в кинетическую энергию заряженных частиц (электронов) в единице массы воздуха:

$$D_0 = (\Delta \mathcal{E}_{\gamma, e} / \Delta m)_{\text{возд}} \quad (1.3)$$

Символом $\Delta \mathcal{E}_{\gamma, e}$ обозначена та часть энергии γ -квантов, которая была затрачена на образование фото- и комптоновских электронов, а также пар электрон-позитрон в некотором объеме воздуха массой Δm .

Таким образом, в то время как поглощенная доза характеризует поглощенную в веществе энергию излучения, экспозиционная представляет собой энергию квантового излучения, преобразованную в кинетическую энергию заряженных частиц в воздухе.

Единица экспозиционной дозы в системе СИ — кулон на килограмм (Кл/кг). *Кулон на килограмм* — это такая экспозиционная доза, создаваемая рентгеновским или γ -излучением, при которой сопряженная корпускулярная эмиссия производит в 1 кг сухого атмосферного воздуха ионы, несущие заряд в 1 Кл электричества каждого знака. *Мощность экспозиционной дозы*

$$P_0 = D_0 / t \quad (1.4)$$

выражается в амперах на килограмм (А/кг).

На практике обычно используется внесистемная единица экспозиционной дозы — рентген. *Рентген* (Р) — это такая доза рентгеновского излучения, при которой сопряженное с ним корпускулярное излучение образует в 1 см³ сухого воздуха при 0 °С и 760 мм рт. ст. (что соответствует массе воздуха 0,001293 г) ионы, несущие одну электростатическую единицу количества электричества каждого знака (1 CGSE = 3,336 · 10⁻¹⁰ Кл).

Зная величину заряда электрона (1,60 · 10⁻¹⁹ Кл) и учитывая, что на образование одной пары ионов в воздухе затрачивается в среднем 34 эВ (1 эВ соответствует 1,60 · 10⁻¹² эрг), можно получить следующие полезные соотношения:

$$1\text{Р} = \frac{3,336 \cdot 10^{-10} \text{ Кл/см}^3 \text{ воздуха}}{1,60 \cdot 10^{-19} \text{ Кл}} = 2,08 \cdot 10^9 \frac{\text{пар ионов}}{\text{см}^3 \text{ воздуха}};$$

$$1\text{Р} = 2,08 \cdot 10^9 \cdot 34 \cdot 1,60 \cdot 10^{-12} \text{ эрг/см}^3 \text{ воздуха} = 0,113 \text{ эрг/см}^3 \text{ воздуха};$$

$$1\text{Р} = \frac{2,08 \cdot 10^9 \cdot 34 \cdot 1,60 \cdot 10^{-12} \text{ эрг/см}^3 \text{ воздуха}}{0,001293 \text{ г/см}^3} = 88 \text{ эрг/г воздуха}.$$

Величины 0,113 эрг/см³ возд. и 88 эрг/г возд. — *энергетические эквиваленты рентгена*. Заметим также, что 1 Р = 2,58 · 10⁻⁴ Кл/кг.

Мощность дозы облучения, выраженной в рентгенах, имеет размерность Р/с ($1 \text{ Р/с} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ А/кг}$). Нередко мощность дозы облучения выражают в рентгенах в час (Р/ч).

Экспозиционную дозу измерять значительно проще, чем поглощенную; для этого используют, например, ионизационные камеры, наполненные воздухом и снабженные измерительным прибором, градуированным в рентгенах. Если выполняется условие так называемого «электронного равновесия»

$$\Delta \mathcal{E}_{\gamma, e} = \Delta \mathcal{E}_{e, \pi} \quad (1.5)$$

то поглощенная доза в воздухе равна экспозиционной дозе.

Под *электронным равновесием* понимается такое состояние взаимодействия излучения со средой, при котором энергия излучения, поглощенная в некотором объеме среды, равна суммарной кинетической энергии ионизирующих частиц, образованных в том же объеме. Условию (1.5) соответствует полное поглощение средой всех электронов, образовавшихся как в результате непосредственного взаимодействия γ -излучения с веществом, так и при процессах вторичной ионизации (обусловленной фотоэлектронами, комптон-электронами, а также электронами и позитронами, появившимися в результате процесса образования пар). Электронное равновесие может иметь место при облучении потоком γ -квантов неограниченно протяженной, однородной по атомному составу и плотности среды (например, воздуха).

Принимая во внимание, что энергетический эквивалент рентгена составляет 88 эрг/г возд, а 1 рад соответствует 100 эрг/г, для случая электронного равновесия можно записать следующее соотношение между экспозиционной дозой, выраженной в рентгенах, и поглощенной дозой в воздухе, выраженной в рэдах:

$$D_{\text{II, возд}} (\text{рад}) = 0,88 D_{\text{э}} (\text{Р}). \quad (1.6)$$

Для других веществ в соотношение между поглощенной и экспозиционной дозой следует ввести коэффициент f' :

$$D_{\text{II}} (\text{рад}) = f' D_{\text{II, возд}} (\text{рад}) = 0,88 f' D_{\text{э}} (\text{Р}). \quad (1.7)$$

Величину f' можно рассчитать; она зависит от энергии γ -излучения и природы облучаемого объекта. Для γ -квантов с энергиями от 0,2 до 3,0 МэВ и веществ, входящих в состав биологической ткани (вода, мышцы, кости), величина этого множителя лишь незначительно превышает единицу и остается практически постоянной, так что произведение $0,88 f' = f$ близко к единице (точнее, оно изменяется в интервале значений 0,93 — 0,98). Поэтому приближенно можно принять, что для биологической ткани поглощенная доза, выраженная в рэдах, численно равна экспозиционной дозе в воздухе, измеренной в рентгенах:

$$D_{\text{II, биол. тк}} (\text{рад}) \approx D_{\text{э}} (\text{Р}). \quad (1.8)$$

2. КОЭФФИЦИЕНТ КАЧЕСТВА. БИОЛОГИЧЕСКИЙ ЭКВИВАЛЕНТ РАДА

При одном и том же количестве энергии излучения, поглощенной тканью, биологическое действие разных видов излучения оказывается неодинаковым. Так, α -частицы (или нейтроны) вызывают при одной и

той же поглощенной дозе гораздо более сильное биологическое действие, чем β -частицы или γ -кванты.

Чтобы установить связь между дозами различных видов излучения, вызывающими одинаковый биологический эффект, пользуются понятием коэффициента качества излучения КК. Коэффициент качества КК — величина, определяющая зависимость биологического эффекта облучения организма данным видом ионизирующего излучения от линейной передачи энергии (ЛПЭ) этого вида излучения. При этом под ЛПЭ понимают среднюю энергию, передаваемую среде движущейся частицей или квантом на единице длины своего пути (обычно на пути в 1 микрометр, мкм). Величина КК для рентгеновского или γ -излучения принята равной 1. Таким образом, коэффициент качества показывает, во сколько раз излучение, характеризующееся данным значением ЛПЭ, биологически эффективнее, чем рентгеновское или γ -излучение (табл. 1).

Таблица 1

Зависимость коэффициента качества КК от ЛПЭ

ЛПЭ, кэВ/мкм воды	3,5 или меньше	7	23	53	175
Коэффициент качества КК . . .	1	2	5	10	20

Для оценки биологического действия излучения любого вида или смешанного излучения введено понятие *эквивалентной дозы*. Единицей эквивалентной дозы служит биологический эквивалент рада. Биологический эквивалент рада (бэр) — поглощенная доза любого ионизирующего излучения, которая обладает той же биологической эффективностью, что и 1 рад рентгеновского или γ -излучения.

Для излучения одного вида эквивалентная доза в бэрах связана с поглощенной дозой в радах соотношением

$$D_{\text{ЭКВ}} (\text{бэр}) = D_{\text{П}} (\text{рад}) \text{ КК}, \quad (1.9)$$

где КК — коэффициент качества данного вида излучения (табл. 2). По определению, для рентгеновского или γ -излучения $D_{\gamma} (\text{рад}) = D_{\gamma} (\text{бэр})$.

Таблица 2

Коэффициенты качества КК различных видов ионизирующих излучений

Виды излучения	КК
Рентгеновское и γ -излучение	1
β -Частицы и электроны	1
Тепловые нейтроны	3
Быстрые нейтроны	10
α -Частицы и протоны ($E \leq 10$ МэВ)	10

Эквивалентная доза смешанного ионизирующего излучения определяется суммой произведений поглощенных доз $D_{п, i}$ отдельных видов излучения на соответствующие значения коэффициентов качества $КК_i$ этих видов излучения:

$$D_{\text{экрв}} = \sum_i D_{п, i} КК_i. \quad (1.10)$$

3. ПРЕДЕЛЬНО ДОПУСТИМЫЕ ДОЗЫ

Организация работ с радиоактивными веществами, обеспечивающая максимально возможную безопасность, регламентируется «Нормами радиационной безопасности», введенными в действие в 1969 г. (сокращенно НРБ — 69) и «Основными санитарными правилами работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений», утвержденными в 1972 г. (сокращенно ОСП — 72).

Для людей, работающих или имеющих контакт с источниками ионизирующих излучений, согласно НРБ—69 установлены предельно допустимые дозы внешнего и внутреннего облучения, выраженные в биологических эквивалентах рада. *Предельно допустимая доза ПДД ($D_{п.л.}$)* — это годово́й уровень облучения, не вызывающий при равномерном накоплении дозы в течение 50 лет обнаруживаемых современными методами неблагоприятных изменений в состоянии здоровья самого облучаемого и его потомства.

Уровень предельно допустимой дозы зависит от группы органов или тканей, подвергающихся облучению (в этом случае их называют *критическими* органами). Выделены 4 группы критических органов. К I группе относятся критические органы, облучение которых наиболее опасно для здоровья: все тело, гонады, красный костный мозг; к III группе — костная ткань, щитовидная железа и кожный покров всего тела (кроме кожи кистей и предплечий, лодыжек и стоп); к IV группе — кисти, предплечья, лодыжки и стопы. Ко II группе относится любой отдельный орган, кроме тех, которые отнесены к I, III или IV группам; в частности, во II группу входят легкие, желудочно-кишечный тракт, почки, хрусталик глаза. Предельно допустимые дозы годового облучения для различных групп критических органов приведены в табл. 3.

Таблица 3

Предельно допустимые дозы облучения лиц, работающих или имеющих контакт с источниками ионизирующих излучений

Группа критических органов или тканей	I	II	III	IV
Предельно допустимая доза облучения, бэр/год	5	15	30	75

Допускается получение отдельными работниками (за исключением женщин в возрасте до 30 лет) в течение одного квартала дозы, превышающей четвертую часть годовой предельно допустимой дозы. Так,

для I группы критических органов предельно допустимая доза, которая может быть получена однократно или в течение квартала, составляет 3 бэр при условии, что годовая доза облучения не будет превышать 5 бэр.

Величина ПДД 5 бэр за год является исходной при расчетах, связанных с обеспечением защиты от ионизирующих излучений. (Заметим, что доза 5 бэр примерно в 30 раз превышает годовую дозу от фоновых излучений и в 30 раз ниже доз однократного облучения, которые способны вызвать симптомы лучевой болезни.)

Если при оценке допустимого времени пребывания вблизи источников ионизирующего излучения, допустимого расстояния от работающего до источника радиоактивности, а также необходимой толщины защитных экранов предполагается, что работа проводится с одними закрытыми источниками и возможность внутреннего облучения исключена, то в качестве предельно допустимых используют мощности дозы, соответствующие (при хроническом облучении) ПДД 5 бэр за год. При этом условии предельно допустимая мощность дозы составляет $D_{\text{пд}} = 100$ мбэр/неделя или (при 6-дневной 36-часовой рабочей неделе) $D_{\text{пд}} = 17$ мбэр/день и $D_{\text{пд}} = 2,8$ мбэр/ч.

В общем случае предельно допустимая доза складывается из доз, создаваемых различными источниками ионизирующего излучения как в результате внешнего облучения, так и при поступлении радиоактивных веществ в организм. Сюда же входят дозы, создаваемые фоновыми излучениями — естественными (космическое излучение, радиоактивность горных пород и т. п.) и искусственными. Поэтому ОСП-72 устанавливает, что при проектировании защиты от внешних источников ионизирующих излучений в помещениях постоянного пребывания персонала (36-часовая рабочая неделя) мощность дозы на поверхности защиты не должна превышать 1,4 мбэр/ч, т. е. должна быть вдвое ниже мощности дозы, включающей воздействие на работающих всех источников ионизирующего излучения. Таким образом создается резерв дозы, который может быть использован для компенсации возможного внутреннего или внешнего облучения от неучтенных источников ионизирующего излучения.

Предельно допустимая доза представляет собой верхний предел безопасного уровня облучения организма. Конечно, эта величина в известной мере относительна — она определяется состоянием современных знаний о биологических последствиях облучения. Поэтому при любых операциях с радиоактивными веществами или другими источниками ионизирующих излучений (рентгеновские установки, источники нейтронов и т. д.) следует стремиться к тому, чтобы величина дозы, получаемой работающим, была не только ниже предельно допустимой, но и по возможности минимальной. Заметим, что снижение облучения ниже ПДД не снимает с работающего льгот, связанных с характером работы (меньшая продолжительность рабочего дня, спецпитание и др.).

Для удобства контроля за состоянием внешней среды установлены *среднегодовые допустимые концентрации* СДК радиоактивных изотопов в воздухе рабочих помещений. В основе расчета значений СДК

лежит требование, чтобы при систематическом поступлении в организм какого-либо радиоактивного изотопа годовая доза облучения не превысила ПДД. Значения среднегодовых допустимых концентраций в воздухе рабочих помещений для различных изотопов лежат в интервале от $2 \cdot 10^{-6}$ (^3H) до $6 \cdot 10^{-16}$ (^{242}Cm) К/л. Подробные таблицы с указанием среднегодовых допустимых концентраций радиоактивных изотопов приведены в НРБ-69.

§ 3. Расчет доз, создаваемых источниками β - и γ -излучения

1. Интенсивность и плотность потока излучения

Дозы, создаваемые источниками ионизирующего излучения, зависят от интенсивности потока излучения. Под *интенсивностью излучения* J понимают количество энергии, переносимое излучением данного вида в 1 с через площадку 1 см^2 , ориентированную нормально к направлению падения излучения. Интенсивность можно найти, если известна энергия излучения E (МэВ) и *плотность потока излучения* F , т. е. количество частиц или квантов, пересекающих в 1 с площадку в 1 см^2 , расположенную под прямым углом к направлению падения излучения. Для моноэнергетического излучения

$$J = EF \text{ (МэВ/см}^2 \cdot \text{с)}, \quad (1.11)$$

а для излучения с дискретным спектром, в котором доля частиц или квантов с энергией E_i равна n_i ,

$$J = F \sum_i n_i E_i. \quad (1.12)$$

Полный поток энергии, создаваемый точечным источником активностью a (расп/с), составляет

$$J_{\text{полн}} = a \sum_i p_i E_i,$$

где p_i — число частиц или квантов данной энергии, приходящихся в среднем на один акт распада. Этот поток переносится излучением через сферу радиуса r (см), площадь которой равна $4 \pi r^2$. Поэтому интенсивность потока излучения на расстоянии r от точечного источника активностью a определяется как

$$J = \frac{J_{\text{полн}}}{4\pi r^2} = \frac{a}{4\pi r^2} \sum_i p_i E_i. \quad (1.13)$$

Зная интенсивность потока излучения J , легко рассчитать полную энергию \mathcal{E} , переносимую излучением за время t (с) через поверхность площадью s (см^2):

$$\mathcal{E} = Jst. \quad (1.14)$$

Далее можно перейти к вычислению поглощенных доз.

При условии электронного равновесия в поглощающей среде (см. § 2, 1 этой главы), используя формулы (1.5), (1.3) и (1.1), можно получить следующее соотношение:

$$D = \left(\frac{\Delta \mathcal{E}_{\gamma, e}}{\Delta m} \right)_{\text{возд}} = \frac{\Delta \mathcal{E}_{e, \text{погл}}}{\Delta m}. \quad (1.15)$$

Таким образом, для расчета дозы, создаваемой потоком γ -излучения, необходимо определить энергию $\Delta \mathcal{E}_{\gamma, e}$, затраченную на образование корпускулярного излучения в некоторой массе воздуха. Эту энергию можно найти, если известны потери интенсивности потока γ -излучения за счет поглощения в слое воздуха заданной толщины. Снижение интенсивности параллельного потока моноэнергетического γ -излучения, проходящего в среде расстояние l (см), подчиняется зависимости

$$\Delta J = J_0 (1 - e^{-\mu'_e l}), \quad (1.16)$$

где J_0 — начальная интенсивность, а μ'_e (см⁻¹) — *линейный коэффициент истинного поглощения (электронного преобразования)*. Коэффициент электронного преобразования составляет лишь часть полного коэффициента ослабления γ -излучения, который можно представить как сумму:

$$\mu' = \mu'_e + \mu'_k.$$

Часть энергии, связанная с величиной μ'_k (вероятностью преобразования первичного γ -излучения во вторичное квантовое излучение), не участвует в создании дозы и поэтому здесь не рассматривается. Численные значения μ'_e в воздухе приведены в табл. П.6.

Из (1.14) и (1.16) следует, что энергия γ -излучения, вызывающая корпускулярную эмиссию в объеме воздуха протяженностью l и площадью поперечного сечения s , составляет

$$\Delta \mathcal{E}_{\gamma, e} = J_0 s t (1 - e^{-\mu'_e l}). \quad (1.17)$$

Принимая во внимание, что при $\mu'_e l < 0,1$ справедливо приближенное равенство $1 - e^{-\mu'_e l} = \mu'_e l$, находим:

$$\Delta \mathcal{E}_{\gamma, e} = J_0 s t \mu'_e l \text{ (МэВ)}. \quad (1.18)$$

Если ρ (г/см³) — плотность облученного вещества, то его масса равна

$$\Delta m = s t \rho. \quad (1.19)$$

Подставляя выражения (1.18) и (1.19) в (1.15) и учитывая, что в соответствии с (1.11) $J_0 = EF$, получаем для экспозиционной дозы и поглощенной дозы в воздухе

$$D = \frac{J_0 \mu'_e t}{\rho} = EF \mu_e t \text{ (МэВ/г)}, \quad (1.20)$$

где $\mu_e = \mu'_e / \rho$ — *массовый коэффициент истинного поглощения*, (см²/г).

Формула (1.20) позволяет рассчитывать дозу, создаваемую параллельным потоком моноэнергетических фотонов. Пользуясь ею, можно вычислить, например, плотность потока γ -квантов с энергией E , МэВ, создающего дозу мощностью 1 рад/с, F_{γ} (1 рад/с). Полагая в (1.20) $D_p = 1$ рад, $t = 1$ с, а также принимая во внимание, что 1 рад = 100 эрг/г и 1 МэВ = $1,60 \cdot 10^{-6}$ эрг, имеем:

$$F_{\gamma} \text{ (1 рад/с)} = \frac{100}{1,60 \cdot 10^{-6} E_{\mu e} \cdot 1} = 6,25 \cdot 10^7 \frac{1}{E_{\mu e}} \left(\frac{\gamma\text{-квант}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}} \right). \quad (1.21)$$

Это выражение может быть использовано для оценки мощности дозы от γ -излучения при измерении его радиометрическими приборами с детекторами, работающими в импульсном режиме. Если детектором с рабочей площадью s , см²* и эффективностью к регистрации данного вида излучения ϵ (см. гл. 3, § 2) зарегистрировано I имп/с, то, пренебрегая поглощением квантов в стенке детектора, плотность потока излучения F_{γ} можно рассчитать по формуле

$$F_{\gamma} = I / \epsilon s \quad (\gamma\text{-квант/см}^2 \cdot \text{с}). \quad (1.22)$$

Соответствующая мощность дозы равна

$$P_{\gamma} = \frac{F_{\gamma}}{F_{\gamma} \text{ (1 рад/с)}} \quad (\text{рад/с}). \quad (1.23)$$

Пример 1. Используя счетчик Гейгера — Мюллера с рабочей поверхностью 4) см², установили, что скорость счета (за вычетом фона) на некотором расстоянии от препарата, содержащего изотоп ⁵¹Cr, оказалась равной 1200 имп/мин. Рассчитаем мощность дозы, создаваемой γ -излучением ⁵¹Cr в окрестности детектора, если эффективность используемого счетчика составляет 0,001.

По формуле (1.22) находим плотность потока регистрируемого излучения:

$$F_{\gamma} = \frac{1200 \overset{1}{\text{имп}}}{60 \cdot 1 \cdot 10^{-3} \cdot 40} \frac{\gamma\text{-квант}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}} = 0,5 \cdot 10^9 \frac{\gamma\text{-квант}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}.$$

Чтобы вычислить плотность потока γ -излучения ⁵¹Cr, создающего дозу мощностью 1 рад/с, необходимо знать величину массового коэффициента истинного поглощения γ -излучения. Обращаясь к табл. П. 1, находим, что энергия γ -излучения, испускаемого ⁵¹Cr, равна 0,32 МэВ. Для γ -квантов с такой энергией линейный коэффициент истинного поглощения в воздухе μ'_e (см. табл. П. 6) составляет $3,74 \cdot 10^{-5}$ см⁻¹. Учитывая, что плотность воздуха $\rho = 0,001293$ г/см³, получим

$$\mu_e = \frac{3,74 \cdot 10^{-5}}{1,293 \cdot 10^{-3}} \approx 2,9 \cdot 10^{-2} \text{ см}^2/\text{г}.$$

Подставляя значения E_{γ} и μ_e в формулу (1.21), найдем

$$F_{\gamma} \text{ (рад/с)} = 6,25 \cdot 10^7 \frac{1}{0,32 \cdot 2,9 \cdot 10^{-2}} = 6,74 \cdot 10^9 \frac{\gamma\text{-квант}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}.$$

В соответствии с (1.23) мощность поглощенной дозы в воздухе равна

$$P_{\gamma} = \frac{0,5 \cdot 10^9}{6,74 \cdot 10^9} = 0,074 \cdot 10^{-6} \text{ рад/с} = 0,074 \text{ мкрад/с}.$$

Значение дозы в биологической ткани будет близким к этому значению.

* При регистрации γ -излучения ионизационным детектором за рабочую площадь детектора следует принимать всю площадь катода.

Заметим, что полученная в примере величина мощности поглощенной дозы в 10 раз ниже предельно допустимой мощности дозы, рассчитанной в предположении, что работа с радиоактивностью проводится в течение года при условии 36-часовой рабочей недели. Действительно, исходя из предельно допустимой дозы 2,8 мбэр/ч (см. § 2, 3 этой главы) и учитывая, что для γ -излучения коэффициент качества $КК = 1$, найдем:

$$P_{пд} = 2,8 \text{ мбэр}/3600\text{с} \approx 0,8 \text{ мкбэр}/\text{с} = 0,8 \text{ мкрад}/\text{с}.$$

3. ДОЗА ОТ ТОЧЕЧНОГО ИСТОЧНИКА СО СЛОЖНЫМ СОСТАВОМ γ -ИЗЛУЧЕНИЯ. ИОНИЗАЦИОННАЯ ПОСТОЯННАЯ И ГАММА-ЭКВИВАЛЕНТ

Рассмотрим теперь расчет дозы от точечного источника с дискретным спектром излучения. В этом случае интенсивность потока определяется выражением (1.13). Предположим, что поглощением γ -квантов в среде между источником излучения и объектом облучения можно пренебречь (для воздуха это предположение справедливо, если расстояние между источником и объектом облучения не превышает 10 м). Тогда, подставляя (1.13) в (1.20) и внося массовые коэффициенты истинного поглощения $\mu_{e,i}$ каждой i -й линии спектра под знак суммы (поскольку они зависят от энергии γ -излучения), получим

$$D = \frac{at}{4\pi r^2} \sum_i p_i E_i \mu_{e,i} \text{ (МэВ/г)}. \quad (1.24)$$

Из выражения (1.24) видно, что доза, создаваемая γ -излучением различных изотопов равной активности a (расп/с), зависит от доли γ -квантов p_i , приходящихся на один акт распада, и от энергии γ -квантов i -й линии спектра. Поэтому в формуле (1.24) целесообразно выделить некоторую величину, зависящую только от характеристик данного радиоактивного изотопа. Подставляя в (1.24) D (МэВ/г) = $\frac{88}{1,60 \cdot 10^{-6}} D$ (P) (см. § 2, 1 этой главы), $a = 3,7 \cdot 10^7 Q$ (где Q , мКи — активность источника излучения в милликюри) и t (с) = $3600 \cdot t$ (ч), можно записать

$$\frac{D(P) r^2 \text{ (см}^2\text{)}}{t \text{ (ч)} Q \text{ (мКи)}} = \frac{1,60 \cdot 10^{-6} \cdot 3,7 \cdot 10^7 \cdot 3600}{88 \cdot 4\pi} \sum_i p_i E_i \mu_{e,i} = 193 \sum_i p_i E_i \mu_{e,i} \equiv K_\gamma. \quad (1.25)$$

Величина K_γ в правой части выражения (1.25) называется *ионизационной постоянной*, или *гамма-постоянной*. Ионизационная постоянная равна мощности экспозиционной дозы в P/ч, создаваемой γ -излучением данного радиоактивного изотопа на расстоянии 1 см от точечного источника активностью в 1 мКи. Ее размерность P · см²/ч · мКи.

Ионизационные постоянные для различных изотопов можно рассчитать по формуле (1.25) или определить экспериментально. Значения ионизационных постоянных приводятся в справочных таблицах. На рис. 1 показана зависимость величины K_γ от энергии моноэнергети-

ческих γ -квантов. Если γ -излучение имеет сложный состав, то полная гамма-постоянная может быть найдена по формуле

$$K_{\gamma} = \sum_i p_i K_{\gamma_i}^* = \sum_i K_{\gamma_i}, \quad (1.26)$$

где $K_{\gamma_i}^*$ — ионизационные постоянные, соответствующие энергии i -й линии γ -спектра при условии выхода в 1 γ -квант на 1 распад (рис. 1), а $K_{\gamma_i} = p_i K_{\gamma_i}^*$ — дифференциальные гамма-постоянные, характеризующие вклад, который вносит в полную гамма-постоянную каждая i -я энергетическая компонента.

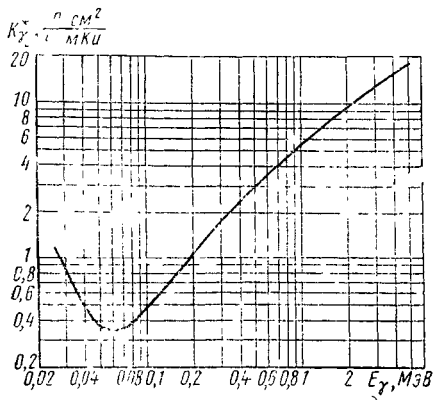


Рис. 1 Зависимость гамма-постоянной для изотопов, испускающих моноэнергетическое излучение с выходом 1 γ -квант на распад, от энергии γ -квантов

Пример 2. Определим ионизационную постоянную для изотопа ^{59}Fe .

Как следует из данных табл. П.1, γ -излучение ^{59}Fe (если пренебречь компонентами, суммарный выход которых не превышает 1%) имеет следующий состав: $E_{\gamma_1} = 0,19$ МэВ (2,5%); $E_{\gamma_2} = 1,10$ МэВ (56%); $E_{\gamma_3} = 1,29$ МэВ (44%); таким образом $p_1 = 0,025$; $p_2 = 0,56$; $p_3 = 0,44$.

Из графика зависимости ионизационной постоянной от энергии γ -квантов (рис. 1) находим:

$$K_{\gamma_1}^* = 1,0 \frac{\text{Р} \cdot \text{см}^2}{\text{ч} \cdot \text{мКи}}; \quad K_{\gamma_2}^* = 5,9 \frac{\text{Р} \cdot \text{см}^2}{\text{ч} \cdot \text{мКи}}; \quad K_{\gamma_3}^* = 6,8 \frac{\text{Р} \cdot \text{см}^2}{\text{ч} \cdot \text{мКи}}.$$

Подставляя значения K_{γ_i} и p_i в формулу (1.26), получим

$$K_{\gamma} = 0,025 \cdot 1,0 + 0,56 \cdot 5,9 + 0,44 \cdot 6,8 = 6,3 \text{ Р} \cdot \text{см}^2 / \text{ч} \cdot \text{мКи},$$

что близко к табличному значению $6,25 (\text{Р} \cdot \text{см}^2) / (\text{ч} \cdot \text{мКи})$.

Значения полных гамма-постоянных для некоторых радиоактивных изотопов приведены в табл. П.7.

Зная гамма-постоянную, можно рассчитать экспозиционную дозу, создаваемую γ -излучением радиоактивного изотопа на расстоянии r от источника. На основании (1.25)

$$D_0 = \frac{K_{\gamma} Q t}{r^2} \quad (\text{Р}) \quad (1.27)$$

где Q — активность препарата в мКи; K_{γ} — ионизационная постоянная [$(\text{Р} \cdot \text{см}^2) / (\text{ч} \cdot \text{мКи})$]; t — время в ч и r — расстояние в см. Согласно (1.8) полученное выражение пригодно и для приближенной оценки дозы в радах, поглощенной биологической тканью.

Пример 3. Рассчитаем дозу, создаваемую за 30 мин на расстоянии 30 см от источника ^{59}Fe активностью 10 мКи.

Здесь $Q = 10$ мКи, $t = 0,5$ ч, $r = 30$ см, $K_\gamma = 6,25$ (Р · см²)/(ч · мКи) (табл. П.7).

Подставляя эти значения в формулу (1.27), имеем

$$D_3 = \frac{10 \cdot 6,25 \cdot 0,5}{30^2} = 0,035 \text{ Р.}$$

Активность, выраженная в единицах кюри, не дает представлений о дозиметрической характеристике γ -излучающих препаратов, содержащих различные изотопы. Поэтому для выражения активности γ -излучателей часто пользуются понятием *гамма-эквивалента*. Два препарата 1 и 2 имеют одинаковый гамма-эквивалент, если они при тождественных условиях измерения создают одну и ту же мощность дозы облучения. В этом случае, как следует из (1.27),

$$K_{\gamma_1} Q_1 = K_{\gamma_2} Q_2. \quad (1.28)$$

За единицу гамма-эквивалента M принят миллиграмм-эквивалент радия. *Миллиграмм-эквивалент радия* определяется как гамма-эквивалент радиоактивного препарата, γ -излучение которого при тождественных условиях измерения создает такую же мощность дозы, что и γ -излучение 1 мг радия, находящегося в равновесии с короткоживущими продуктами распада и помещенного в ампулу с платиновыми стенками толщиной 0,5 мм, играющими роль фильтра.

Точечный источник в 1 мг радия, находящегося в равновесии с продуктами своего распада, после прохождения излучения через платиновый фильтр толщиной 0,5 мм создает в воздухе на расстоянии 1 см мощность дозы 8,4 Р/ч. Таким образом, если активность источника γ -излучения составляет Q мКи, а гамма-эквивалент этого источника равен M мг-экв радия, то

$$8,4M = K_\gamma Q. \quad (1.29)$$

Если известен гамма-эквивалент источника (выраженный в мг-экв радия), то для расчета дозы облучения, создаваемой точечным γ -излучателем, используют следующую формулу [полученную комбинированием (1.27) и (1.29)]:

$$D_3 = \frac{8,4 M t}{r^2} \text{ (Р)}. \quad (1.30)$$

Пример 4. Найдем гамма-эквивалент источника ^{59}Fe активностью 10 мКи. Так как для изотопа ^{59}Fe $K_\gamma = 6,25$ (Р · см²/ч · мКи) (табл. П.7), то на основании соотношения (1.29)

$$M = \frac{6,25 \cdot 10}{8,4} = 7,45 \text{ мг-экв Ra.}$$

4. ДОЗА ОТ ВНЕШНЕГО ИСТОЧНИКА β -ИЗЛУЧЕНИЯ

Расчет доз от β -излучения характеризуется некоторыми особенностями, связанными со свойствами β -частиц. Во-первых, вследствие того, что β -излучение имеет непрерывный спектр, в формулы для расчета доз следует вводить не максимальную энергию β -спектра, а среднюю энергию \bar{E} , равную $0,4 E_{\text{max}}$. Во-вторых, при расчете доз от точеч-

ного источника, находящегося на расстоянии r от объекта облучения, нельзя пренебрегать поглощением β -излучения в слое воздуха между источником и облучаемым объектом. Заметим также, что при расчете доз от внешних источников β -излучения приближенно можно считать, что толщина облучаемого объекта равна слою полного поглощения β -частиц R_{\max} .

С учетом этих особенностей из (1.14) и (1.11) можно получить выражение для энергии β -излучения, поглощаемой в слое, равном максимальному пробегу β -частиц:

$$\mathcal{E} = Jst = 0,4 E_{\max} Fst. \quad (1.31)$$

Масса слоя вещества площадью s (см^2) и толщиной R_{\max} ($\text{г}/\text{см}^2$) равна

$$\Delta m = sR_{\max} \quad (1.32)$$

и, таким образом, энергия, поглощенная в единице массы,

$$D_{\text{ц}} = \frac{Jt}{R_{\max}} = \frac{0,4 E_{\max} Ft}{R_{\max}} \quad (\text{МэВ}/\text{г}). \quad (1.33)$$

Плотность потока β -частиц с максимальной энергией E_{\max} (МэВ), создающего дозу мощностью I рад/с, может быть подсчитана по формуле

$$F_{\beta} \text{ (1 рад/с)} = \frac{100 R_{\max}}{1,60 \cdot 10^{-6} \cdot 0,4 E_{\max} \cdot I} = 1,56 \cdot 10^8 \frac{R_{\max}}{E_{\max}} \left(\frac{\beta\text{-частиц}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}} \right) \quad (1.34)$$

(сопоставьте полученное уравнение с формулой 1.21).

Пример 5. Сравним плотности потоков γ -квантов и β -частиц с энергиями $E_{\gamma} = E_{\beta, \max} = 1 \text{ МэВ}$, необходимых для создания дозы мощностью I рад/с.

Из таблицы П.6 находим, что линейный коэффициент истинного поглощения в воздухе γ -квантов с энергией 1 МэВ равен $\mu'_e = 3,57 \cdot 10^{-5} \text{ см}^{-1}$; тогда массовый коэффициент истинного поглощения

$$\mu_e = \frac{\mu'_e}{\rho_{\text{возд}}} = \frac{3,57 \cdot 10^{-5} \text{ см}^{-1}}{0,001293 \text{ г}/\text{см}^3} = 2,76 \cdot 10^{-2} \text{ см}^2/\text{г}.$$

Будем полагать, что это значение μ_e пригодно и для биологической ткани. В табл. П.4 находим величину максимального пробега в алюминии β -излучения с $E_{\max} = 1 \text{ МэВ}$: $R_{\max} = 410 \text{ мг}/\text{см}^2 = 0,41 \text{ г}/\text{см}^2$; приблизительно такую же величину будет иметь максимальный пробег в биологической ткани. Подставляем найденные величины в формулы (1.21) и (1.34):

$$F_{\gamma} \text{ (1 рад/с)} = 6,25 \cdot 10^7 \frac{1}{1,2,76 \cdot 10^{-2}} = 23 \cdot 10^8 \text{ } \gamma\text{-квант}/(\text{см}^2 \cdot \text{с});$$

$$F_{\beta} \text{ (1 рад/с)} = 1,56 \cdot 10^8 \frac{0,41}{1} = 0,64 \cdot 10^8 \text{ } \beta\text{-част}/(\text{см}^2 \cdot \text{с}).$$

Из результатов, полученных в рассмотренном примере, можно сделать вывод, что на расстояниях, меньших, чем слой полного поглощения β -частиц, доза от β -излучения может в десятки раз превышать дозу от γ -излучения одинаковой активности.

Обратимся теперь к расчету дозы от точечного источника со сложным составом β -излучения. Чтобы получить соответствующую фор-

мулу, подставим в (1.33) значение J из (1.13) и внесем зависящие от энергии величины R_{\max} под знак суммы. Кроме того, под знак суммы следует внести коэффициенты, характеризующие ослабление β -излучения в слое воздуха между источником излучения и облучаемым объектом (в первом приближении принимаю, что интенсивность точечного источника β -излучения экспоненциально падает с расстоянием от источника r , см). Окончательно получаем

$$D_{\Pi} = \frac{at}{4\pi r^2} \sum_i \frac{\rho_i (0,4 E_{\max, i}) e^{-\mu'_i r}}{R_{\max, i}}, \quad (1.35)$$

где μ'_i (см⁻¹) — линейный коэффициент ослабления в воздухе β -излучения i -й максимальной энергии $E_{\max, i}$; $R_{\max, i}$ — максимальный пробег в данном веществе (или в биологической ткани) β -излучения с энергией $E_{\max, i}$; ρ_i — число частиц, относящихся к группе с i -й максимальной энергией, которое приходится на 1 акт распада.

Значения максимальных пробегов R_{\max} для алюминия приведены в табл. П.4. При расчетах, не нуждающихся в особой точности, этими же значениями пользуются и для других веществ (в частности, для воздуха). Линейные коэффициенты ослабления можно определять исходя из массовых коэффициентов ослабления μ (их значения также приведены в табл. П.4); учитывая плотность ρ данного вещества, получают $\mu' = \mu\rho$.

Выражая в (1.35) активность источника излучения в единицах милликюри, а время — в часах и переходя к поглощенной дозе в рэдах, получим

$$\begin{aligned} D_{\Pi} &= \frac{1,60 \cdot 10^{-6} \cdot 3,7 \cdot 10^7 \cdot Q \cdot 3600 t \cdot 0,4}{100 \cdot 4\pi r^2} \sum_i \frac{\rho_i E_{\max, i} e^{-\mu'_i r}}{R_{\max, i}} = \\ &= 68 \frac{Qt}{r^2} \sum_i \frac{\rho_i E_{\max, i}}{R_{\max, i}} e^{-\mu'_i r} \quad (\text{рад}). \end{aligned} \quad (1.36)$$

Здесь Q — активность источника (мКи); t — время (ч); E_{\max} — максимальная энергия β -излучения (МэВ); R_{\max} — максимальный пробег (г/см²); μ' — линейный коэффициент ослабления (см⁻¹); r — расстояние до источника (см).

Пример 6. Рассчитаем дозу, которую получают руки экспериментатора при работе в течение 0,5 ч на расстоянии 20 см от источника, содержащего 10 мКи ⁹⁰Sr (в равновесии с ⁹⁰Y).

Из табл. П.1 находим характеристики излучения ⁹⁰Sr и ⁹⁰Y:

$$\begin{aligned} E_{\max} (^{90}\text{Sr}) &= 0,535 \text{ МэВ}, \quad \rho (^{90}\text{Sr}) = 1; \\ E_{\max} (^{90}\text{Y}) &= 2,260 \text{ МэВ}, \quad \rho (^{90}\text{Y}) = 1. \end{aligned}$$

Обращаясь к табл. П.4, путем линейной интерполяции определим значения массовых коэффициентов ослабления β -излучения в алюминии:

$$\mu (^{90}\text{Sr}) = 40 + (29 - 40) \frac{0,535 - 0,50}{0,60 - 0,50} = 40 - 11 \frac{0,035}{0,10} = 40 - 3,85 \approx 36 \text{ см}^2/\text{г};$$

$$\mu (^{90}\text{Y}) = 5,0 + (4,0 - 5,0) \frac{2,260 - 2,00}{2,50 - 2,00} = 5,0 - 1,0 \frac{0,26}{0,50} = 5,0 - 0,52 \approx 4,5 \text{ см}^2/\text{г}.$$

Приближенно полагая, что указанные значения массовых коэффициентов ослабления в алюминии справедливы и для воздуха, рассчитаем линейные коэффициенты ослабления в воздухе:

$$\mu'(^{90}\text{Sr}) = \mu(^{90}\text{Sr}) \rho_{\text{возд}} = 36 \text{ см}^2/\text{г} \cdot 0,001293 \text{ г}/\text{см}^3 = 0,0465 \text{ см}^{-1};$$

$$\mu'(^{90}\text{Y}) = 4,5 \text{ см}^2/\text{г} \cdot 0,001293 \text{ г}/\text{см}^3 = 0,00582 \text{ см}^{-1}.$$

Найдем значения максимальных пробегов в алюминии β -излучения рассматриваемых изотопов (линейная интерполяция данных табл. П.4):

$$R_{\text{max}}(^{90}\text{Sr}) = 160 + (220 - 160) \frac{0,535 - 0,50}{0,60 - 0,50} = 181 \text{ мг}/\text{см}^2;$$

$$R_{\text{max}}(^{90}\text{Y}) = 950 + (1220 - 950) \frac{2,260 - 2,00}{2,50 - 2,00} = 1090 \text{ мг}/\text{см}^2.$$

Будем считать, что приблизительно таковы же значения максимальных пробегов β -излучения ^{90}Sr и ^{90}Y в биологической ткани.

Подставляя найденные значения в формулу (1.36), получим

$$D_{\Pi} = 68 \cdot \frac{10 \cdot 0,5}{202} \left(\frac{1 \cdot 0,535}{0,181} e^{-0,0465 \cdot 20} + \frac{1 \cdot 2,260}{1,090} e^{-0,00582 \cdot 20} \right).$$

Чтобы найти значения функций e^{-x} , воспользуемся табл. П.2:

$$e^{-0,0465 \cdot 20} = e^{-0,930} = 0,395.$$

$$e^{-0,00582 \cdot 20} = e^{-0,116} = 0,891 \text{ (интерполяция)}.$$

Таким образом,

$$D_{\Pi} = \frac{68 \cdot 10 \cdot 0,5}{400} \left(\frac{0,535 \cdot 0,395}{0,181} + \frac{2,26 \cdot 0,891}{1,090} \right) = 0,85 (1,17 + 1,85) = 2,57 \text{ рад}.$$

§ 4. Защита от излучения

1. ЗАЩИТА ВРЕМЕНЕМ И РАССТОЯНИЕМ

Из (1.27) и (1.36) следует, что дозы, создаваемые источниками γ - и β -излучения, пропорциональны количеству радиоактивного изотопа и времени, в течение которого экспериментатор подвергается облучению, и обратно пропорциональны квадрату расстояния до источника излучения.

Таким образом, первые два условия, обеспечивающие безопасность работ с радиоактивными изотопами, можно сформулировать так: необходимо работать с минимально возможными количествами радиоактивных веществ и проводить все операции с радиоактивными веществами по возможности быстро. Каждая стадия предстоящей работы должна быть заранее продумана, обязательно проведен «холодный» опыт, т. е. опыт без радиоактивных веществ, воспроизводящий все детали опыта с радиоактивными веществами. Все необходимые операции нужно стремиться выполнять за такой промежуток времени, в течение которого доза, получаемая работающим, была бы минимальна или, во всяком случае, не превышала предельно допустимого уровня. Этот прием носит название «защиты временем».

Полагая в формулах (1.27) и (1.30) $D_0 \approx D_{\text{п}} = D_{\text{пд}}$ (бэр), можно рассчитать время, в течение которого работающий может находиться вблизи открытого источника γ -излучения для проведения той или иной операции:

$$t = \frac{D_{\text{пд}} r^2}{K_{\gamma} Q} = \frac{D_{\text{пд}} r^2}{8,4 M} \quad (\text{ч}). \quad (1.37)$$

Здесь r — расстояние в см от источника до работающего; Q — активность источника в мКи; K_{γ} — гамма-постоянная радиоактивного изотопа; M — гамма-эквивалент источника в мг-экв радия; $D_{\text{пд}}$ — предельно допустимая доза (см. § 2 этой главы).

При работах в лаборатории радиоактивных индикаторов обычно ориентируются на дневную или недельную предельно допустимую дозу, поэтому в дальнейшем при расчетах будем полагать $D_{\text{пд}} = 0,017$ бэр/день или $D_{\text{пд}} = 0,1$ бэр/неделя.

Пример 7. Вычислим время безопасного пребывания в течение рабочего дня на расстоянии 0,5 м от источника, гамма-эквивалент которого равен 1 мг-экв радия (работа с источником проводится ежедневно в продолжение года).

По формуле (1.37) находим

$$t = (0,017 \cdot 50^2) / (8,4 \cdot 1) = 5,05 \text{ ч} \approx 5 \text{ ч}.$$

Третье условие, способствующее безопасности работы с радиоактивными изотопами, — увеличение расстояния от работающего до источника радиоактивности. Используя соотношения (1.37), можно определить, на каком расстоянии от источника γ -излучения должен находиться работник, чтобы получаемая им доза не превышала предельно допустимого уровня $D_{\text{пд}}$:

$$r = \sqrt{\frac{K_{\gamma} Q t}{D_{\text{пд}}}} = \sqrt{\frac{8,4 M t}{D_{\text{пд}}}} \quad (\text{см}). \quad (1.38)$$

Пример 8. Найдем, на каком минимальном расстоянии от источника γ -излучения активностью в 1 мг-экв радия можно планировать безопасную работу в течение 6 ч ежедневно.

Используя формулу (1.38), имеем

$$r = \sqrt{\frac{8,4 \cdot 1 \cdot 6}{0,017}} = \sqrt{2960} = 54,4 \text{ см} \approx 55 \text{ см}.$$

Расстояние до источника излучения можно увеличить (и тем самым снизить дозу облучения), если проводить все операции с радиоак-

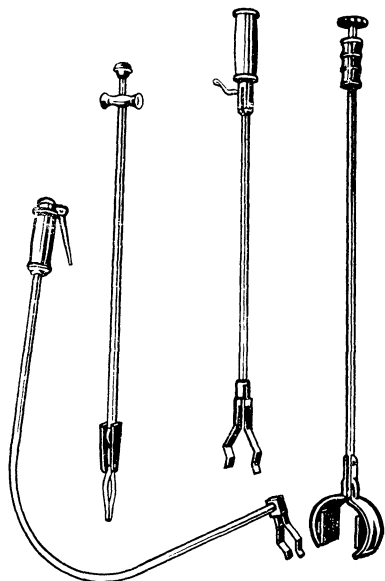


Рис. 2. Захваты и держатели для дистанционной работы с радиоактивными веществами

тивными изотопами при помощи пинцетов, специальных захватов или держателей (рис. 2). Существуют и более сложные дистанционные устройства, в той или иной мере имитирующие действия человеческих рук. Подобные приемы защиты от излучения получили название «защиты расстоянием».

2. ЗАЩИТНОЕ ЭКРАНИРОВАНИЕ

«Защита временем» и «защита расстоянием» не всегда позволяют снизить дозу до допустимого уровня, поскольку в реальных ситуациях нельзя безгранично уменьшать продолжительность работы или увеличивать расстояние до объекта исследования. В подобных случаях для защиты работающего используются специальные экраны, ослабляющие интенсивность излучения. Защитное экранирование — главное средство, с помощью которого можно максимально снизить дозу на рабочем месте.

Материал, конструкция и толщина защитных экранов определяются конкретными условиями работы (энергией и характером излучения данного радиоактивного изотопа, продолжительностью работы и т. п.). Описание различных типов защитных экранов, которые используются при работах с радиоактивными изотопами, приводится в § 6, 2 этой главы.

Как правило, α -излучающие источники (кроме эманулирующих препаратов) не требуют применения специальных защитных экранов, так как полное поглощение потока α -излучения происходит в слое воздуха толщиной 8 — 10 см. Одежда, резиновые перчатки полностью защищают от внешнего облучения α -частицами.

При поглощении β -частиц (и электронов конверсии) в веществе возникает так называемое «тормозное» рентгеновское излучение, которое необходимо принимать во внимание при выборе материала экрана. Энергия тормозного излучения лежит в интервале от 0 до E_{\max} β -частиц, а интенсивность пропорциональна атомному номеру вещества-поглотителя и E_{\max}^2 , поэтому для защиты от β -излучения используют материалы с небольшим атомным номером: плексиглас, алюминий и др. В этих материалах тормозное излучение, создаваемое β -излучателями активностью менее 10 мКи, незначительно. Толщина защитных экранов для β -излучения должна быть по крайней мере не меньше максимального пробега β -частиц в данном материале. Величину максимального пробега можно найти из табл. П.4.

γ -Излучение лучше всего ослабляется материалами с высоким атомным номером и высокой плотностью. Наиболее часто для экранирования от γ -излучения применяют свинец. Используются также менее дефицитные материалы со средней атомной массой: железо, чугун, бетон.

Сложнее защита от нейтронных источников. Нейтроны слабо поглощаются в веществе, поэтому принцип защиты заключается в предварительном замедлении нейтронов, для чего наиболее пригодны вода, парафин, графит. Замедленные нейтроны затем поглощают веществом с высоким сечением поглощения медленных нейтронов (кадмий, бор).

Поглощение нейтронов в веществе сопровождается ядерными реакциями и испусканием γ -квантов, поэтому чаще применяется комбинированная защита от нейтронных источников, включающая также защиту от γ -излучения. В качестве комбинированной защиты используют следующие сочетания материалов: вода — железо — бетон, графит — железо, вода — свинец, парафин — бор — свинец и др.

В практике работы с радиоактивными веществами наиболее важна защита от γ -излучения. В следующем разделе будут рассмотрены принципы расчета толщины защитных экранов при работе с источниками γ -излучения.

3. РАСЧЕТ ЗАЩИТЫ ОТ γ -ИЗЛУЧЕНИЯ

При расчете защитных экранов необходимо учитывать различия в ослаблении γ -квантов в условиях узкого и широкого пучков.

Допустим, что необходимо рассчитать толщину защитного экрана, снижающего дозу облучения некоторого объекта γ -квантами, которые испускает точечный источник 1 (рис. 3). Сначала предположим, что между экраном 2 и объектом облучения 4 расположена диафрагма 3, отсекающая рассеянные экраном γ -кванты. Тогда на объект облучения будут попадать практически только γ -кванты, не испытавшие взаимодействия с атомами экрана-поглотителя. Этот пучок, состоящий из одной или нескольких групп моноэнергетических γ -квантов, называют *узким* пучком. Ослабление интенсивности моноэнергетического γ -излучения каждой группы, входящей в узкий пучок, следует экспоненциальному закону

$$J_{\text{узк}} = J_0 e^{-\mu' l}, \quad (1.39)$$

где J_0 — интенсивность γ -излучения в отсутствие экрана; J — интенсивность излучения, прошедшего через защитный экран толщиной l (см); μ' — линейный коэффициент ослабления γ -излучения, см^{-1} . Значения μ' для алюминия и свинца в зависимости от энергии γ -излучения приведены в табл. П.5. Поскольку при прохождении через вещество узкого пучка γ -квантов спектральный состав γ -излучения не изменяется, ослабление дозы, создаваемой каждой группой моноэнергетических γ -квантов узкого пучка, также подчиняется экспоненциальному закону. Действительно, умножая обе части (1.39) на значение массового коэффициента истинного поглощения $\mu_{\text{и}}$, соответствующее γ -излучению данной энергии, и на время t , в силу (1.20) и (1.11) получим

$$D_{\text{узк}} = D_0 e^{-\mu' l}. \quad (1.40)$$

Здесь $D_{\text{узк}}$ — доза, создаваемая узким пучком γ -квантов за защитным экраном толщиной l ; D_0 — доза в отсутствие экрана.

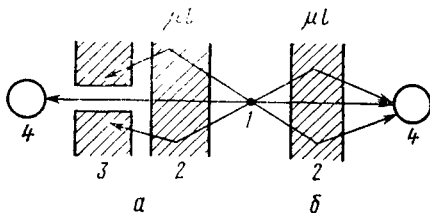


Рис. 3. Прохождение через защитный экран узкого (а) и широкого (б) пучка γ -излучения:

1 — источник излучения; 2 — поглощающий экран; 3 — диафрагма; 4 — объект облучения

Допустим теперь, что диафрагма 3 между экраном 2 и объектом облучения отсутствует. Падающий в таких условиях на облучаемый объект пучок γ -квантов называют *широким*. В состав широкого пучка входит, кроме первичных γ -квантов, также рассеянное γ -излучение интенсивностью $J_{\text{расс}}$. Общая интенсивность $J_{\text{шир}}$ потока γ -квантов, проходящих через защитный экран и падающих на объект облучения широким пучком, равна

$$J_{\text{шир}} = J_0 e^{-\mu' l} + J_{\text{расс}}. \quad (1.41)$$

С учетом рассеянных γ -квантов можно записать следующее выражение для дозы, создаваемой широким пучком γ -излучения:

$$D_{\text{шир}} = D_0 e^{-\mu' l} + D_{\text{расс}}, \quad (1.42)$$

где D_0 — доза без защитного экрана; $D_{\text{расс}}$ — доза, создаваемая рассеянным излучением.

Отношение $D_{\text{шир}}/D_{\text{узк}}$, показывающее, во сколько раз увеличивается доза γ -излучения, создаваемая широким пучком, по сравнению с дозой, создаваемой узким пучком, при использовании защитных экранов одинаковой толщины носит название *дозового фактора накопления* (B_D). Поделив (1.42) на (1.40), найдем, что дозовый фактор накопления равен

$$B_D = 1 + \frac{D_{\text{расс}}}{D_0 e^{-\mu' l}}. \quad (1.43)$$

Комбинируя (1.42) и (1.43), ослабление интенсивности в широком пучке γ -излучения можно представить в следующем виде:

$$D_{\text{шир}} = D_0 e^{-\mu' l} B_D. \quad (1.44)$$

Величина дозового фактора накопления зависит от начальной энергии γ -квантов E , атомного номера материала поглотителя Z и толщины поглотителя, выраженной в безразмерных единицах $\mu' l$. В табл. П.8 указаны значения дозовых факторов накопления для точечных источников моноэнергетического γ -излучения при различных толщинах $\mu' l$ защиты из свинца и алюминия. Величины линейных коэффициентов ослабления γ -излучения в соответствующих материалах (μ') могут быть найдены из табл. П.5.

Из данных табл. П.8. видно, что дозовый фактор накопления при больших значениях $\mu' l$ существенно превышает 1, т. е. доза, создаваемая за защитным экраном рассеянным излучением широкого пучка, намного превышает дозу, создаваемую при тех же условиях излучением узкого пучка.

Пример 9. Рассчитаем дозу, создаваемую за 0,5 ч источником ^{59}Fe активностью 10 мКи, если на расстоянии 30 см от источника расположен свинцовый экран толщиной 2 см.

Так как γ -излучение изотопа ^{59}Fe имеет сложный состав (см. пример 2), при расчете необходимо учитывать ослабление и накопление дозы, создаваемой каждой энергетической компонентой.

$$D_{\text{шир}} = \sum_i D_{0i} e^{-\mu'_i l} B_{D,i}. \quad (1.45)$$

Поскольку на основании (1.27) и (1.26)

$$D_{0,i} = \frac{Qt}{r^2} \rho_i K_{\gamma_i}^* = \frac{Qt}{r^2} K_{\gamma_i}, \quad (1.46)$$

получаем следующую формулу для вычисления дозы от экранированного источника с излучением, состоящим из нескольких групп моноэнергетических γ -квантов.

$$D_{\text{шпр}} = \frac{Qt}{r^2} \sum_i K_{\gamma_i} e^{-\mu'_i l} B_{D,i} \quad (1.47)$$

Необходимые для расчета численные значения входящих в эту формулу величины приведены в табл. 4.

Таблица 4

Величины, необходимые для расчета дозы за защитным экраном в случае широкого пучка γ -квантов (^{59}Fe)

E_{γ_i} , МэВ	ρ_i	$K_{\gamma_i}^*$, $\frac{\text{Р} \cdot \text{см}^2}{\text{ч} \cdot \text{мКи}}$	K_{γ_i}	μ'_i для свинца, см $^{-1}$	$\mu'_i l$ ($l = 2$ см)	$e^{-\mu'_i l}$	$B_{D,i}$
1	2	3	4	5	6	7	8
0,19	0,025	1,0	0,03	14,3	28,6	0,0000	—
1,10	0,56	5,9	3,30	0,72	1,44	0,237	1,52
1,29	0,44	6,8	2,99	0,64	1,28	0,278	1,47

Здесь в столбцах 1 и 2 указаны данные, характеризующие состав γ -излучения изотопа ^{59}Fe (см. табл. П.1). Значения $K_{\gamma_i}^*$ в столбце 3 получены из графика рис. 1 (см. пример 2). В столбце 4 приведены значения дифференциальных гамма-постоянных $K_{\gamma_i} = \rho_i K_{\gamma_i}^*$. Линейные коэффициенты ослабления γ -излучения μ'_i (столбец 5) найдены из табл. П.5, причем первый из этих коэффициентов получен путем линейной интерполяции. Для определения значений $e^{-\mu'_i l}$ (столбец 7) использовалась таблица функции e^{-x} (табл. П.2). В столбце 8 приведены дозовые факторы накопления для соответствующих энергий γ -квантов. Для $E_{\gamma} = 0,19$ МэВ значение B_D не определялось, поскольку используемый поглотитель практически полностью поглощает γ -излучение такой энергии (см. столбец 7). Чтобы оценить значение B_D для других энергий, можно использовать прием двойной интерполяции данных табл. П. 8. Например, в случае $E_{\gamma} = 1,29$ МэВ и $\mu' l = 1,28$ поступаем следующим образом. Из табл. П.8 находим, что при $\mu' l = 1$ дозовый фактор накопления для $E_{\gamma} = 1,0$ МэВ равен 1,37, а для $E_{\gamma} = 2,0$ МэВ $B_D = 1,39$. Поправка для энергии 0,29 МэВ в этом случае составляет $(1,39 - 1,37) \cdot 0,29 = 0,0054 \approx 0,01$; следовательно, для $E_{\gamma} = 1,29$ МэВ и $\mu' l = 1$ $B_D = 1,37 + 0,01 = 1,38$. При $\mu' l = 2$ B_D ($E_{\gamma} = 1,0$ МэВ) = 1,69, B_D ($E_{\gamma} = 2,0$ МэВ) = 1,76, отсюда поправка для энергии 0,29 МэВ равна $(1,76 - 1,69) \cdot 0,29 = 0,0203 \approx 0,02$ и B_D ($E_{\gamma} = 1,29$ МэВ) = $1,69 + 0,02 = 1,71$ МэВ. Теперь остается интерполировать значение B_D к $\mu' l = 1,28$. Поступая, как в предыдущих случаях, находим: B_D ($E_{\gamma} = 1,29$ МэВ; $\mu' l = 1,28$) = $1,38 + (1,71 - 1,38) \cdot 0,28 = 1,38 + 0,09 = 1,47$.

Подставляя найденные значения в формулу (1.47), получаем

$$D_{\text{шир}} = \frac{10 \cdot 0,5}{30^2} (3,30 \cdot 0,237 \cdot 1,52 + 2,99 \cdot 0,278 \cdot 1,47) = \\ = \frac{10 \cdot 0,5}{900} (1,19 + 2,22) \approx 0,019 \text{ Р.}$$

При расчете толщины защитных экранов для широкого пучка мезон-энергетического γ -излучения следует пользоваться формулой (1.44). Поскольку величина дозового фактора накопления зависит от толщины защиты и не может быть заранее учтена, расчеты проводят методом последовательных приближений. Сначала вычисляют толщину защиты l_1 для узкого пучка γ -излучения; для этого используют формулу (1.40), полагая в ней $D_{\text{узк}} = D_{\text{пл}}$. Затем из справочных таблиц (например, из табл. П.8) находят значение дозового фактора накопления $B_{D(1)}$ при толщине защиты l_1 . Подставляя найденное значение $B_{D(1)}$ в формулу (1.44) и принимая $D_{\text{шир}} = D_{\text{пл}}$, определяют толщину защиты l_2 уже для широкого пучка γ -излучения. Далее из таблиц находят значение дозового фактора накопления $B_{D(2)}$ для защиты толщиной l_2 и, подставляя это значение в формулу (1.44), рассчитывают толщину защиты l_3 . Таким образом, на каждом $(i + 1)$ -м этапе расчетов методом последовательных приближений используется формула

$$D_{\text{пл}} / (D_0 B_{D(i)}) = e^{-\mu' l_{i+1}}, \quad (1.48)$$

Вычисления прекращают, когда полученное на одном из этапов значение l_{i+1} будет практически совпадать со значением l_i , полученным на предыдущем этапе.

Пример 10. Рассчитаем толщину свинцовой защиты, обеспечивающей безопасную ежедневную работу с источником ^{60}Co , если измеренная на рабочем месте мощность дозы составляет 80 мкР/с.

Напомним, что экспозиционная доза в воздухе в рентгенах численно равна поглощенной дозе в биологической ткани в радах [соотношение (1.8)], а предельно допустимая мощность дозы γ -излучения при условии 36-часовой рабочей недели составляет (см. пример 1) 0,8 мкбэр/с = 0,8 мкрад/с. Таким образом, в рассматриваемом случае можно принять $D_0 = 80$ мкрад, $D_{\text{пл}} = D_{\text{узк}} = D_{\text{шир}} = 0,8$ мкрад.

γ -Излучение ^{60}Co имеет две компоненты (табл. П.1): 1,17 МэВ (99%) и 1,33 МэВ (100%). Поскольку энергии этих компонент близки, можно для простоты считать, что энергия γ -квантов, испускаемых ^{60}Co , составляет в среднем 1,25 МэВ. Из табл. П.5 находим, что этой энергии соответствует $\mu' = 0,66 \text{ см}^{-1}$ (интерполяция).

На основании формулы (1.40) имеем

$$e^{-1,66 l_1} = 0,8/80 = 0,01.$$

Пользуясь таблицей функции e^{-x} (табл. П.2), находим, что значению $e^{-x} = 0,01$ отвечает значение аргумента $x = 4,6$. Таким образом, $0,66 l_1 = 4,6$, откуда $l_1 = 4,6/0,66 = 7,0$ см.

Из табл. П.8 путем двойной интерполяции определяем значение дозового фактора накопления для $E_\gamma = 1,25$ МэВ и $\mu' l = 4,6$: $B_{D(1)} = 2,49$. Подставляя это значение в формулу (1.48), получим

$$0,8/(80 \cdot 2,49) = e^{-0,66 l_2} = 0,004.$$

Из табл. П.2 видно, что при той степени округления, которая принята в этой таблице, такому значению e^{-x} отвечают значения аргумента $x = 5,4$ и $5,5$; возьмем наибольшее из них, тогда $0,66 I_2 = 5,5$ и $I_2 = 5,5/0,66 = 8,3$ см.

Из табл. П.8 находим B_D для $E_\gamma = 1,25$ МэВ и $\mu'l = 5,5$: $B_{D(2)} = 2,75$ (интерполяция). Подставляя значение $B_{D(2)}$ в формулу (1.48), имеем

$$0,8/(80 \cdot 2,75) = e^{-0,66 I_2} = 0,004$$

Получилось такое же значение функции e^{-x} , как на предыдущем этапе, следовательно, $I_3 = I_2 = 8,3$ см. Процедуру последовательных приближений можно считать завершенной. Необходимая толщина защиты составляет 8,3 см.

При практических расчетах толщины защиты обычно исходят из заданной *кратности ослабления дозы*. Кратность ослабления

$$k = D_0/D_{\text{пд}}, \quad (1.49)$$

показывает, во сколько раз необходимо снизить дозу D_0 , чтобы достичь безопасного уровня облучения. В табл. П.9 приведены значения толщины свинцовой защиты, обеспечивающей необходимую кратность ослабления широкого пучка γ -квантов в зависимости от энергии γ -квантов. Установив требуемую кратность ослабления, из этой таблицы можно непосредственно найти толщину защитного экрана из свинца для моноэнергетического γ -излучения. В руководствах и справочниках по дозиметрии приводятся подобные таблицы и для других защитных материалов (железо, бетон, вода).

Расчет защиты от γ -излучения сложного состава проводят следующим образом. Прежде всего рассчитывают кратности ослабления для доз, создаваемых каждой i -й компонентой излучения:

$$k_i = D_{0,i}/D_{\text{пд}}. \quad (1.50)$$

Поскольку, как следует из (1.46), величины $D_{0,i}$ пропорциональны дифференциальным гамма-постоянным $K_{\gamma i}$, их можно определить из соотношения

$$D_{0,i} = \frac{K_{\gamma i}}{K_\gamma} D_0, \quad (1.51)$$

где D_0 — полная доза, создаваемая источником γ -излучения; K_γ — полная гамма-постоянная. Подставляя (1.51) в (1.50) и принимая во внимание (1.49), имеем

$$k_i = (D_0/D_{\text{пд}}) (K_{\gamma i}/K_\gamma) = k (K_{\gamma i}/K_\gamma). \quad (1.52)$$

Таким образом, для расчета кратностей ослабления k_i необходимо знать дифференциальные и полную гамма-постоянные, а также общую кратность ослабления дозы, создаваемой источником немонотонного γ -излучения (k).

Далее для каждой кратности ослабления k_i находят необходимую толщину защиты, пользуясь табл. П.9. Из найденных значений толщин выбирают наибольшую и добавляют слой полуслабления (толщина защиты при $k_i = 2$) для компоненты излучения, которая требует наибольшей защиты. (Это необходимо для компенсации вклада, который может быть внесен в дозу за защитой излучением конкурирующей компоненты, т. е. компоненты, энергия которой близка к энергии ком-

поненты излучения, требующей наибольшей защиты.) Убеждаются в правильности расчетов, вычисляя дозу, создаваемую источником γ -излучения за защитой выбранной толщины.

Пример 11. Предполагается проведение работ с источником ^{59}Fe активностью 100 мКи в течение года, причем каждую неделю работы с источником будут продолжаться 20 ч, в остальные часы рабочей недели другие работы с радиоактивными изотопами проводиться не будут. Рассчитаем толщину защиты из свинца, необходимую для обеспечения безопасной работы на расстоянии 25 см от источника.

Сначала определим дозу, создаваемую источником ^{59}Fe на рабочем месте ($r = 25$ см) в течение 20 ч. Значение полной гамма-постоянной для ^{59}Fe находим в табл. П.7: $K_\gamma = 6,25 \text{ Р} \cdot \text{см}^2/\text{ч} \cdot \text{мКи}$. Из (1,27) следует:

$$D_0 = (6,25 \cdot 100 \cdot 20)/25^2 = 20 \text{ Р} \approx 20 \text{ рад.}$$

При хроническом облучении предельно допустимая мощность дозы за неделю составляет 0,1 бэр = 0,1 рад (см. § 2, 2 и 3 этой главы), поэтому требуется кратность ослабления полной дозы равна $k = 20/0,1 = 200$.

Воспользовавшись значениями дифференциальных гамма-постоянных K_γ для ^{59}Fe , вычисленными в примере 9, найдем по формуле (1.52) кратности ослабления для доз, создаваемых каждой компонентой излучения:

$$E_{\gamma_1} = 0,19 \text{ МэВ}, k_1 = 200 (0,03/6,25) = 0,96 < 1;$$

$$E_{\gamma_2} = 1,10 \text{ МэВ}, k_2 = 200 (3,30/6,25) = 106 \approx 110;$$

$$E_{\gamma_3} = 1,29 \text{ МэВ}, k_3 = 200 (2,99/6,25) = 96 \approx 100.$$

Из табл. П.9 определяем толщину экранов для соответствующих энергий γ -квантов и кратностей ослабления. Так как для E_{γ_1} $k_1 < 1$, защиты от этой линии γ -излучения не требуется. Толщины экранов, обеспечивающие ослабление E_{γ_2} в 110 раз и E_{γ_3} в 100 раз, найденные путем интерполяции соседних табличных значений, соответственно равны $l_2 = 7,7$ см, $l_3 = 8,6$ см.

Выбираем наибольшую из найденных толщин и добавляем к ней слой полуослабления для $E_\gamma = 1,29$ МэВ, равный 1,5 см; таким образом, полная толщина защиты должна составлять $8,6 + 1,5 = 10,1$ см.

При работе с защитными стенками и экранами необходимо иметь в виду, что рассеяние и отражение излучения окружающими предметами может создать на рабочем месте дозу, превышающую рассчитанную. Поэтому после того как защита требуемой толщины сооружена, необходимо провести измерение мощности дозы на рабочем месте и в процессе работы с и с т е м а т и ч е с к и осуществлять дозиметрический контроль рабочего места.

§ 5. Приборы дозиметрического контроля

В приборах, предназначенных для дозиметрического контроля используются различные способы регистрации излучений. Датчиками дозиметрических приборов могут служить ионизационные камеры, пропорциональные счетчики, счетчики Гейгера — Мюллера, сцинтилляционные счетчики. Применяются также дозиметрические приборы, основанные на химическом, фотографическом и ином действии ионизирующего излучения.

Приборы, используемые в дозиметрии, можно разделить на два типа. К первому типу относят приборы, предназначенные для коли-

чественных измерений дозы и мощности дозы излучения. Эти приборы называются *дозиметрами*, или *рентгенометрами*. Ко второму типу принадлежат приборы быстрого обнаружения радиоактивных загрязнений. Их называют *радиометрами*, или *индикаторами излучения*. По сравнению с дозиметрами радиометры отличаются более высокой чувствительностью.

В дозиметрах основными узлами являются ионизационная камера с электронным усилителем или скинцилляционный датчик с фотоэлектронным умножителем и показывающий стрелочный прибор, шкала которого градуируется непосредственно в значениях мощности дозы. В радиометрах в качестве приемника излучения используют ионизационные или скинцилляционные счетчики. Шкалы радиометров градуируют в единицах скорости счета.

Отметим, что при работе с дозиметрами необходимо систематически проверять правильность градуировки шкалы прибора. Градуировка заключается в сравнении показаний прибора с расчетной величиной дозы, создаваемой образцовым излучателем на различных расстояниях. Если показания прибора не совпадают с расчетными данными, то необходимо либо провести регулировку прибора, либо заново построить градуировочную кривую.

Один из наиболее важных методов дозиметрии — индивидуальный дозиметрический контроль. Основные требования, которые предъявляются к приборам индивидуального контроля, — простота измерений, надежность, минимальные размеры и вес.

Широкое распространение получили дозиметры индивидуального фотографического контроля (сокращенно ИФК). Комплект типа ИФК-2,3 предназначен для определения доз β - и γ -излучений, а также нейтронов по интенсивности почернения рентгеновской пленки, помещенной в пластмассовую кассету (рис. 4), состоящую из четырех секций. Одна из секций имеет сквозное окно для пропускания β -излучения, а другие экранированы фильтрами (из пластмассы, алюминия и свинца), позволяющими дифференцировать по энергии регистрируемое излучение. Диапазон доз, измеряемых с помощью дозиметров ИФК-2,3: 0,01 — 50 Р — при измерении рентгеновского и γ -излучения, 0,05 — 2,0 рад — при измерении β -излучения (верхний предел диапазона измерений зависит от типа используемой рентгеновской пленки). Плотность почернения экспонированных пленок измеряют с помощью денситометра ДФЭ-10 (входящего в комплект прибора) и затем по градуировочной кривой определяют величину дозы. Градуировочную кривую плотность почернения — доза строят, пользуясь образцовым γ -излучателем и рентгеновскими пленками того же типа, что

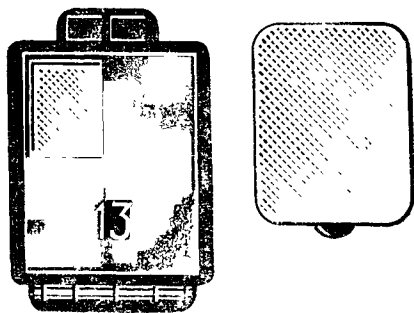


Рис 4 Комплект индивидуального фотографического контроля типа ИФК-2,3

и применяемые в дозиметрической процедуре. При количественных измерениях вводят поправку на фон, т. е. на плотность потемнения пленки в отсутствие каких-либо источников излучения (вуаль). В комплект фотопленочных дозиметров типа ИФКУ вместо денситометра входит фотометрический прибор, шкала которого отградуирована непосредственно в единицах бэр (диапазон измерений 0,05 — 2 бэр).

Преимущества фотодозиметров — в документальности доставляемой ими информации о получаемых дозах и в их неприхотливости к воздействию посторонних факторов (изменениям температуры, влажности,

освещенности, к механическим ударам и т. д.).

Для индивидуального дозиметрического контроля предназначены также дозиметры типа ИКС. Детектором излучения в них служит пластина из термолюминесцентного стекла, которая запасает и в течение длительного времени удерживает энергию γ -излучения. При нагревании стекла эта энергия высвобождается в виде желтого свечения термолуминесценции.

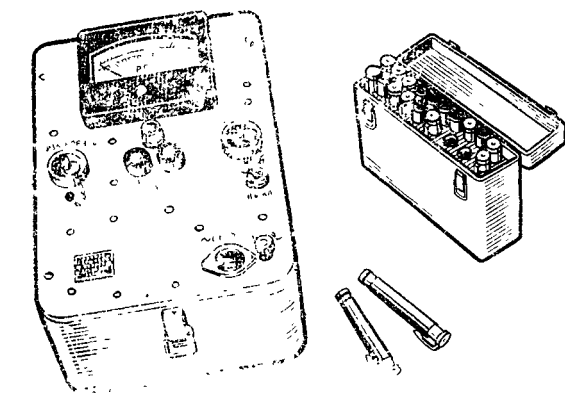


Рис 5. Комплект индивидуального дозиметрического контроля типа КИД

Количество света (светосумма), испускаемого стеклом при нагревании, пропорционально поглощенной энергии γ -квантов, и по нему судят о величине поглощенной дозы. Свечение термолюминесценции с помощью ФЭУ преобразуется в электрический ток, который регистрируется специальным устройством со шкалой, отградуированной в радах.

Находят широкое применение и выпускавшиеся ранее дозиметры индивидуального контроля типов КИД и ДК, работа которых основана на ионизирующем действии излучений. В комплекты индивидуального дозиметрического контроля типа КИД (рис. 5) входят: набор двойных конденсаторных камер, выполненных в форме «карандашей», и зарядно-измерительное устройство. Действие этих дозиметров основано на измерении заряда конденсаторной камеры, который уменьшается пропорционально полученной дозе. Питание зарядно-измерительного устройства осуществляется либо от сети переменного тока, либо от аккумуляторов или батарей.

Дозиметры типа ДК позволяют наиболее оперативно осуществлять индивидуальный контроль. В комплект входят: зарядное устройство и «карандаши» — электрометры. Отсчет доз производится непосредственно по шкале, расположенной внутри дозиметра и отградуированной в миллирентгенах.

Следующую группу составляют приборы типа ДРГ. Это дозиметры, предназначенные для измерения мощностей экспозиционных доз рент-

геновского и γ -излучений. В приборах серии ДРГ2 датчиком служит ионизационная камера, работающая в режиме насыщения. В приборах серии ДРГ3 использованы сцинтилляционные датчики.

Эти приборы регистрируют среднюю интенсивность сцинтилляций воздушноэквивалентного сцинтиллятора, которая пропорциональна мощности измеряемой дозы. Приборы, входящие в каждую серию, различаются между собой диапазонами измеряемых доз, а также деталями конструктивного оформления. На рис. 6 показан прибор ДРГ3-01.

Для контроля уровня загрязненности различных поверхностей (одежды, оборудования и др.) могут применяться сигнализаторы превышения пороговой скорости счета импульсов с блоком детектирования γ -излучения (приборы типа СПСС) и β -излучения (приборы типа СЗБ).

Для измерения уровня загрязненности в лабораторной практике часто используют выпускавшиеся ранее радиометры типов «Луч» и «Тисс». Универсальный переносной бета-гамма-радиометр «Луч» позволяет проводить качественное и количественное определение дозы β - и γ -излучения. Питание прибора осуществляется или от батарей, или от сети переменного тока. Сменные датчики, входящие в комплект

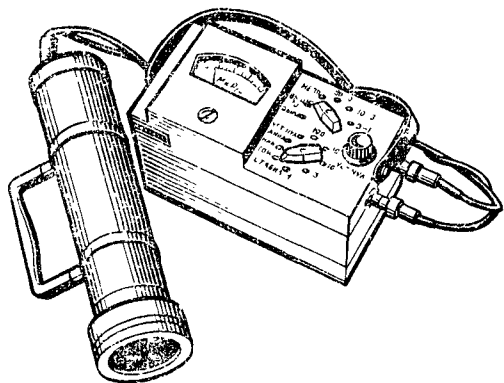


Рис. 6 Переносной дозиметр для измерения импульсного и непрерывного рентгеновского и гамма-излучения ДРГ3-01

прибора, позволяют регистрировать как различное по энергии β -излучение, так и γ -кванты. Для звукового контроля наличия радиоактивного излучения и оценки его сравнительной интенсивности в приборе имеется звуковой резонатор. Прибор «Тисс» предназначен для измерения загрязненности одежды, рук и рабочих поверхностей α - или β -радиоактивными веществами. В нем имеется сигнальная лампочка, которая включается, как только уровень излучения превысит заданную величину. В комплект «Тисса» входят три сменных датчика, предназначенных для измерения α - или β -радиоактивных загрязнений.

Современные универсальные радиометры (РКС2-01 и др.) имеют сменные датчики, которые служат для измерения степени загрязненности α - или β -радиоактивными веществами, для определения мощностей доз γ -излучения, для определения интенсивности потоков быстрых и тепловых нейтронов.

§ 6. Оборудование для работ с радиоактивными веществами и средства защиты от облучения

1. КЛАССИФИКАЦИЯ РАБОТ С РАДИОАКТИВНЫМИ ВЕЩЕСТВАМИ

Возможность поражающего действия радиоактивных излучений обуславливает специфику работ с радиоактивными веществами, заключающуюся в целом комплексе требований к организации и контролю подобных исследований, устройству и оборудованию рабочих помещений, мерам коллективной и индивидуальной санитарно-гигиенической защиты и т. п. Согласно ОСП-72 характер всех этих требований определяется *классом работ*, который зависит от радиотоксичности используемого радиоактивного изотопа (см. § 1, 2 этой главы) и уровня его активности.

По степени радиотоксичности радиоактивные изотопы подразделяются на 5 групп (табл. 5). К наиболее радиотоксичным (группы А и Б) принадлежат изотопы, характеризующиеся большим периодом полураспада, α - или β -излучением, избирательно отлагающиеся в отдельных органах и медленно выводимые из организма. Таковы, например, ^{210}Po , ^{223}Ra , ^{90}Sr .

Таблица 5

Классификация изотопов по степени радиотоксичности

Группа радиотоксичности	Изотопы
А (особо высокая радиотоксичность)	^{210}Po , ^{226}Ra , ^{232}Th , ^{231}Pa и др.
Б (высокая радиотоксичность)	^{90}Sr , ^{124}Sb , ^{131}I , ^{144}Ce , ^{170}Tm , ^{234}Th , ^{235}U и др.
В (средняя радиотоксичность)	$^{22,24}\text{Na}$, ^{32}P , ^{35}S , ^{36}Cl , ^{42}K , ^{45}Ca , $^{52,56}\text{Mn}$, ^{59}Fe , $^{58,60}\text{Co}$, ^{65}Zn , $^{74,76}\text{As}$, ^{82}Br , ^{86}Rb , ^{89}Sr , $^{90,91}\text{Y}$, ^{98}Zr , ^{98}Nb , ^{106}Ru , $^{110\text{m}}$, ^{111}Ag , $^{134,137}\text{Cs}$, ^{140}Ba , ^{140}La , ^{141}Ce , ^{155}Eu , ^{186}W , ^{192}Ir , ^{203}Hg , ^{204}Tl , ^{210}Bi , ^{231}Th и др.
Г (малая радиотоксичность)	^{14}C , ^{51}Cr , ^{64}Cu и др.
Д (очень малая радиотоксичность)	Т

В зависимости от группы радиотоксичности используемого изотопа и уровня активности на рабочем месте работы с радиоактивными изотопами подразделяются на три класса (табл. 6).

Класс работ зависит также от характера выполняемых операций. Те уровни активности, которые приведены в табл. 6, соответствуют обычным химическим операциям с радиоактивными веществами. При простых операциях с жидкостями (без упаривания, перегонки, бар-

Классы работ с открытыми радиоактивными веществами

Группа радиотоксичности	Активность на рабочем месте, мКи		
	Класс работ		
	I	II	III
А	Более 10^4	От 10 до 10^4	От 0,1 до 10
Б	» 10^5	» 100 » 10^5	» 1 » 100
В	» 10^6	» 10^3 » 10^6	» 10 » 10^3
Г	» 10^7	» 10^4 » 10^7	» 10^2 » 10^4
Д	» 10^8	» 10^5 » 10^8	» 10^3 » 10^5

ботажа и т. п.) допускается увеличение активности на рабочем месте в 10 раз по сравнению с значениями, указанными в табл. 6, а при хранении радиоактивных веществ — в 100 раз. Чтобы определить, к какому классу будет относиться выполнение той или иной конкретной операции, удобно пользоваться коэффициентами сложности $q_{сд}$ (табл. 7); умножив имеющуюся активность на $q_{сд}$ соответствующей операции, получают величину, по которой с помощью табл. 6 легко установить класс работы.

Таблица 7

Значения коэффициентов сложности $q_{сд}$ при работе с радиоактивными веществами

Наименование операций	$q_{сд}$
Хранение радиоактивных веществ	0,01
Простые операции с жидкостями (без упаривания, перегонки, барботажа и т. п.)	0,1
Обычные химические операции	1

Пример 12. Определим, какому классу работ соответствует отбор необходимой для работы активности из исходного раствора, содержащего 5 мКи ^{90}Sr .

Согласно табл. 5 радиоактивный изотоп ^{90}Sr по своей радиотоксичности принадлежит к группе Б. Выполняемая операция относится к числу простых операций с растворами; коэффициент сложности, соответствующий этой операции, равен $q_{сд} = 0,1$ (табл. 7). Умножая активность на рабочем месте на $q_{сд}$, получим

$$5 \text{ мКи} \cdot 0,1 = 0,5 \text{ мКи} = 500 \text{ мКи}.$$

В строке Б табл. 6 находим, что работа с активностью такой величины относится ко II классу.

Наименьшие требования при организации работ с радиоактивными веществами предъявляются к работам III класса. При переходе от работ низшего класса к работам более высоких классов объем этих требований соответственно возрастает. Поскольку для лаборатории радиоактивных индикаторов наиболее характерны работы II и III классов, основное внимание в дальнейшем будет уделяться организации этих работ.

Помещения. Особенностью организации работ с радиоактивными веществами является принцип локализации рабочих операций в ограниченном пространстве для уменьшения площади возможных радиоактивных загрязнений.

Работы III класса особых требований к планировке и оборудованию лабораторий не предъявляют. Желательно только, чтобы операции с радиоактивными веществами проводились отдельно от операций с обычными химическими веществами (в отдельном помещении или в специально отведенных для этой цели вытяжных шкафах, на отдельных столах и т. п.). Для того чтобы предотвратить возможность загрязнения поверхностей радиоактивностью, любые работы с радиоактивными веществами проводят обязательно над противнями или кюветами из нержавеющей стали или пластмассы; для той же цели можно использовать фотографические кюветы.

Работы II класса проводят в специально оборудованных помещениях, размещенных в отдельном здании (или отдельном крыле здания). При этом предусматривают отдельные помещения: а) для предварительной обработки (расфасовки) радиоактивных веществ; б) для химических операций; в) для измерения радиоактивных препаратов. Помещение для измерений (измерительная комната) должно быть обязательно отделено от химической лаборатории для того, чтобы исключить влияние возможных радиоактивных загрязнений на показания радиометрических приборов. Отдельное помещение отводится для службы дозиметрии; здесь располагается центральный пункт дозиметрического контроля и хранятся приборы. Кроме того, должна иметься душевая или санпропускник и пункт дозиметрического контроля при выходе из помещения. Специальное помещение («хранилище») предусматривается для хранения радиоактивных веществ, не используемых в текущей работе, радиоактивных отходов, приготовленных для сдачи на захоронение, источников облучения и т. д. Заметим, что и в лабораториях III класса хранилище должно быть оборудовано не ниже, чем по II классу. Большое внимание в помещениях для работ II класса уделяют системе приточно-вытяжной вентиляции (необходим не менее чем 5-кратный воздухообмен в час).

Внутренняя отделка лабораторных помещений и хранилища должна обеспечивать возможность максимально быстрой и легкой *дезактизации*, т. е. удаления возможных радиоактивных загрязнений. Иллюстрацией того, насколько различаются отдельные материалы по своей способности удерживать нанесенную активность, могут служить следующие цифры. После отмывания водой дерево и бетон сохраняют почти всю радиоактивность, свинец — около 75%, полированная нержавеющая сталь — около 40%, стекло — 25%, а некоторые пластмассы (полиэтилен и др.) — всего 1%. Для уменьшения адсорбции используют разнообразные лакокрасочные покрытия. Стены лабораторных помещений покрывают масляной краской. Мебель для лабораторий, сантехническое и другое оборудование делают предельно простой формы, без выступающих углов, украшений и т. п. Раковины

оборудуют приспособлениями, предохраняющими от разбрызгивания. Для пуска горячей или холодной воды используют педальные или локтевые краны, открывающиеся нажимом ноги или локтя. Урны для твердых остатков и контейнеры для временного хранения радиоактивных отходов также снабжают педальными устройствами.

Вытяжные шкафы. Все операции, относящиеся ко II классу, проводят только в вытяжных шкафах. Для работ с γ -источниками, требующими надежного экранирования, применяют вытяжные шкафы с цельной свинцовой облицовкой; рабочие поверхности таких шкафов выполняют из полированной нержавеющей стали, для наблюдений используют свинцовые стекла. Обычно вытяжные шкафы герметизируются; такие герметичные вытяжные шкафы называют *боксами*. Работа в боксе проводится в перчатках, которые закрепляются в специальных отверстиях. Пульс включения воды, газа и электроэнергии устанавливается на передней панели бокса.

Для работ с β -излучателями низких энергий (^{35}S , ^{14}C) удобны вытяжные шкафы и защитные камеры из органического стекла, снабженные специальными фильтрами для очистки воздуха (рис. 7).

При необходимости вытяжные шкафы, боксы и защитные камеры снабжаются устройствами для дистанционной работы (захватами, манипуляторами).

Защитные экраны и контейнеры. Для снижения получаемой дозы в радиохимических лабораториях широко используют различные защитные экраны.

По своей конструкции защитные экраны могут быть стационарные, передвижные (рис. 8), разборные (рис. 9). Разборные защитные экраны делают из свинцовых или чугунных блоков или кирпичей; при этом нужно следить, чтобы на месте стыков не было щелей.

Для хранения и транспортировки радиоактивных веществ применяются *контейнеры*, стенки которых, по существу, служат защитными экранами (рис. 10). Тип контейнера, материал и толщина его стенок определяются характеристикой и количеством радиоактивного изотопа. Контейнеры для изотопов, испускающих γ -кванты и β -излучение высокой энергии (^{60}Co , $^{137}\text{Sr} + ^{137m}\text{Ba}$), изготовляются из свинца; для транспортировки и хранения изотопов, испускающих α -излучение или β -излучение с низкой энергией, применяют контейнеры из пластмассы. Стенки контейнеров для нейтронных источников состоят из парафина, карбида бора и дополнительной защиты из свинца, чугуна или других тяжелых материалов.

Средства индивидуальной защиты. Радиохимические лаборатории для работ II и III класса снабжаются различными средствами индивидуальной защиты. К числу таких средств принадлежат: халаты (или специальные комбинезоны), перчатки (резиновые, хлорвиниловые или из просвинцованной резины), специальная обувь и головные уборы (шапочки), а также защитные очки из органического стекла, противогазы, респираторы (повязка из фильтрующего материала для защиты органов дыхания) и т. д.

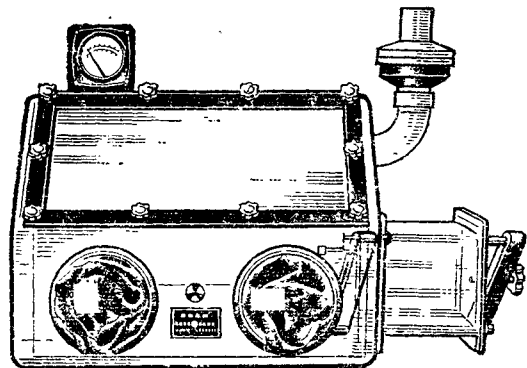


Рис. 7. Защитная камера для работ с радиоактивными веществами

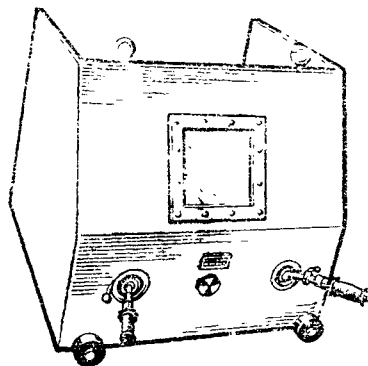


Рис. 8. Передвижной защитный экран с захватом (окно из свинцового стекла)

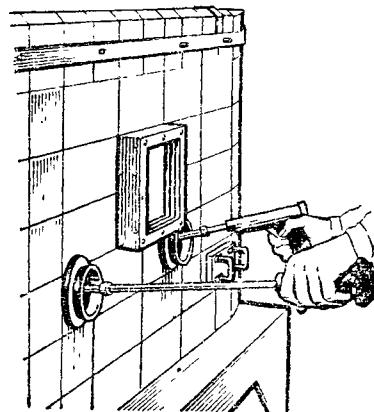


Рис. 9. Разборный защитный экран

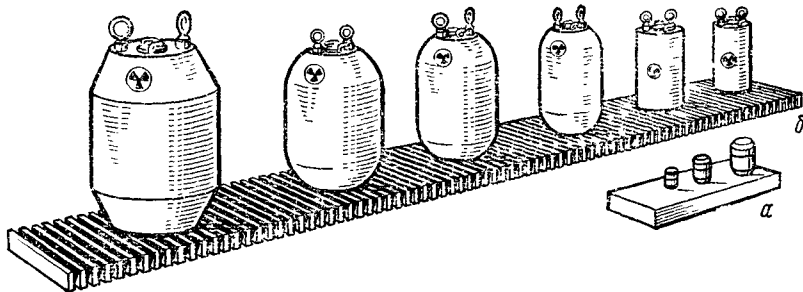


Рис. 10. Контейнеры для транспортировки и хранения радиоактивных веществ:

а — типа КТ; б — типа КЛ

§ 7. Организация работ с радиоактивными веществами в лаборатории

1. ПРАВИЛА РАБОТЫ С РАДИОАКТИВНЫМИ ВЕЩЕСТВАМИ

Все разнообразные средства защиты от излучений эффективны лишь при условии строгого соблюдения самими работающими определенных правил поведения в лаборатории. Эти правила предполагают обдуманый подход буквально к каждому шагу работы и должны стать привычными для каждого работающего с радиоактивными веществами. Только тогда будет исключена всякая возможность аварий или несчастных случаев.

Правила работы в лаборатории радиоактивных индикаторов различаются в деталях в зависимости от характера производимых работ. Но есть общие правила, неукоснительное соблюдение которых совершенно обязательно независимо от характера работы и используемого радиоактивного изотопа.

1. *Все работы с открытыми радиоактивными препаратами должны проводиться над клеветами, в спецодежде (халат, шапочка и т. д.) и в перчатках.* Необходимо следить, чтобы объем клеветы был больше объема растворов, находящихся на ней.

Особое внимание следует обратить на перчатки, предохраняющие руки от радиоактивных загрязнений.

Перчатки должны хорошо прилегать к руке и не стеснять движений. Одевать и снимать бывшие в употреблении перчатки следует осторожно, чтобы не загрязнить рук. Голые пальцы не должны прикасаться к внешней, загрязненной стороне перчаток. Ногти на руках должны быть коротко подстрижены, а кольца и другие украшения сняты.

Перчатки хранятся в расправленном виде на специальном держателе 1, рис. 11. Перед надеванием перчаток руки тщательно моют, вытирают досуха, посылают тальком 2. Пальцами правой руки, касаясь только чистой внутренней поверхности левой перчатки, отворачивают у этой перчатки обшлаг и, держась пальцами за внутреннюю поверхность перчатки у изгиба обшлага, постепенно натягивают перчатку на левую руку 3, 4. Пальцами левой руки берут правую перчатку за внешнюю поверхность и постепенно натягивают ее на правую руку 5. Расправляют обе перчатки, добиваясь того, чтобы обшлага перчаток закрывали манжеты халата 6. После окончания работы проверяют загрязненность надетых на руки перчаток, моют их, не снимая с рук, теплой водой с мылом или в случае необходимости дезактивирующим раствором соответствующего состава и сушат фильтровальной бумагой или теплым воздухом. Пальцами правой руки, касаясь только внешней стороны левой перчатки, стягивают обшлаг этой перчатки с манжета халата. Аналогичным образом пальцами левой руки стягивают обшлаг правой перчатки с манжета халата 7. Постепенно стягивают перчатку с левой руки, касаясь одетой в перчатку правой рукой только внешней стороны левой перчатки 8. Пальцами левой руки, с которой перчатка уже снята, постепенно стягивают перчатку с правой руки до конца, касаясь только внутренней поверхности перчатки 9. Касаясь пальцами только внутренних поверхностей снятых перчаток, расправляют их (для этого удобно использовать сжатый воздух) и размещают на специальном держателе для сушки 10.

Чтобы при хранении перчатки не склеились, посыпают их тальком. Хранить перчатки рекомендуется в специальных шкафчиках.

2. *В лабораториях, где ведутся работы с радиоактивными изотопами, должны быть постоянно включены приборы дозиметрическо-*

го контроля. Все сотрудники обязаны иметь при себе индивидуальные дозиметры.

3. Перед проведением эксперимента с радиоактивными изотопами должны быть установлены защитные экраны, подготовлены манипуляторы и другие средства, обеспечивающие снижение дозы ниже предельно допустимой.

4. Категорически запрещается засасывать ртом любые растворы (как радиоактивные, так и нерадиоактивные). Отбор проб следует проводить с помощью медицинского шприца, соединяемого с пипет-

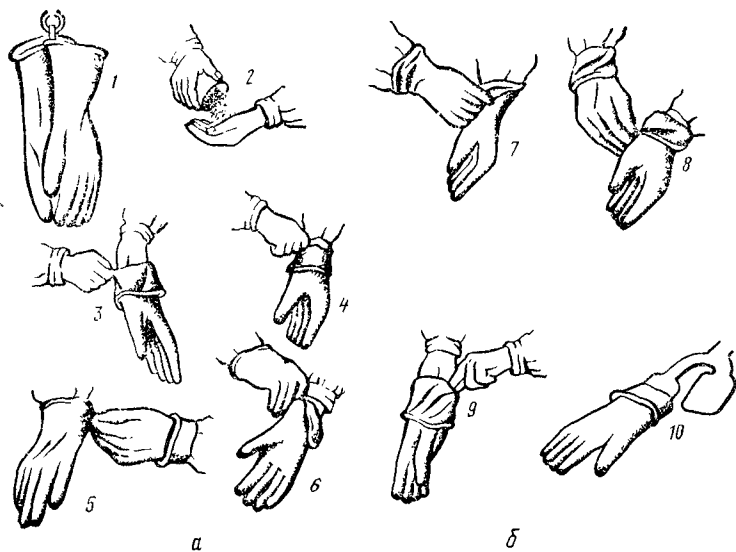


Рис. 11. Последовательность операций при надевании (а) и снятии (б) перчаток

кой гибкой каучуковой трубкой (рис. 12, а). Вместо шприца можно использовать специальную резиновую грушу (рис. 12, б). Иногда применяют микропипетки с металлическим поршнем (рис. 12, в).

5. Растирать твердые радиоактивные препараты следует только в герметичных боксах, снабженных вытяжной вентиляцией.

6. Все радиоактивные растворы и препараты, хранящиеся в лаборатории, должны быть маркированы. При этом указывают название соединения и входящего в его состав радиоактивного изотопа, общую и удельную активность препарата, дату приготовления препарата.

7. Радиоактивные отходы нельзя выбрасывать в общие мусоросборники или сливать в общую канализацию*. Для радиоактивных от-

* Это требование распространяется на учебные лаборатории радиоактивных индикаторов. В научных лабораториях при соблюдении определенных условий допускается слив в общую канализацию разбавленных радиоактивных растворов (подробнее об этом см. стр. 44).

ходов используют специальные сборники (бутыли, канистры, контейнеры), помещаемые под тягой (при необходимости — за защитным экраном). Жидкие радиоактивные растворы сливают в предназначенные для этой цели емкости после нейтрализации. Отходы периодически сдаются в хранилище.

8. Во всех помещениях, где ведутся работы с радиоактивными веществами, категорически запрещено курить, принимать пищу и пить воду.

К работе с радиоактивными веществами допускаются только те, кто прошел специальное медицинское обследование. Медицинский контроль сотрудников, занятых на работах с радиоактивными изотопами, периодически повторяется. Женщины освобождаются от работ с применением радиоактивных веществ на весь период беременности, а при работе с радиоактивными веществами в открытом виде — и на период кормления ребенка.

Все работы с радиоактивными изотопами должны проводиться в соответствии с инструкцией, составленной для каждого конкретного изотопа и содержащей перечень проводимых операций. Инструкция утверждается дозиметрической службой.

В лабораторных помещениях, где проводятся работы с радиоактивными веществами, должна поддерживаться образцовая чистота и порядок. В них нельзя хранить личные вещи (одежду, сумки, книги и пр.). Реактивы и радиоактивные препараты, не используемые в данной работе, должны храниться в специальных шкафах и сейфах вне рабочих помещений.

Подробнее некоторые вопросы, связанные с соблюдением норм радиационной безопасности при организации и проведении работ с радиоактивными веществами, будут рассмотрены в гл. 2.

2. ДЕЗАКТИВАЦИЯ И УДАЛЕНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Дезактивация. Под дезактивацией понимают работы по очистке от радиоактивных загрязнений лабораторных помещений, оборудования, посуды, а также одежды и тела работающих. Профилактическая дезактивация с последующим дозиметрическим контролем проводится ежедневно по окончании рабочего дня. В случае непредвиденной ава-

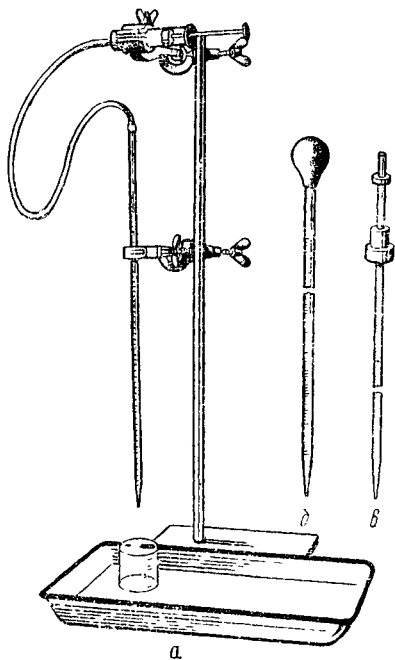


Рис. 12. Приспособления для отбора проб радиоактивной жидкости:

а — пипетка со шприцем; б — пипетка с грушей; в — микропипетка с поршневым наконечником

рии (если разлито или рассыпано радиоактивное вещество) во избежание дальнейшего неконтролируемого распространения загрязнения дезактивацию следует проводить немедленно, под руководством руководителя работы или дозиметриста. Дезактивация должна обеспечить быструю и возможно более полную* десорбцию изотопа с загрязненной поверхности при использовании минимальных количеств (объемов) дезактивирующего агента.

Наиболее общими дезактивирующими средствами, которые должны иметься в каждой лаборатории, являются мыло, сода, разбавленная соляная кислота. Полезно также иметь универсальные средства, пригодные для очистки поверхностей от многих радиоактивных изотопов, — растворы трилона Б и лимонной кислоты (или ее солей). Кроме того, могут употребляться синтетические моющие средства, специальные дезактиваторы (чаще всего это соединения, содержащие стабильный изотоп элемента, применяемого в качестве индикатора), комплексообразующие реагенты, органические растворители, сильные окислители и кислоты.

Выбор дезактивирующих средств и способов проведения дезактивации определяют в каждом конкретном случае — в зависимости от природы изотопа-загрязнителя и характера дезактивируемых поверхностей. Так, например, поверхности из нержавеющей стали дезактивируют 10%-ной лимонной кислотой с последующим промыванием 8%-ной HNO_3 и H_2O . Пластмассы и линолеум хорошо отмываются разбавленными кислотами или органическими растворителями и т. д. Приводимые рекомендации ориентировочны и могут варьировать в зависимости от природы изотопа-загрязнителя. Описаны процедуры, позволяющие удовлетворительно очистить различные материалы от многих изотопов. Например, в комплексном окислительно-восстановительном методе дезактивации применяют последовательно растворы следующего состава: а) раствор, содержащий в 1 л 50 г NaOH и 1 г KMnO_4 и б) раствор, содержащий в 1 л 50 г 60%-ной HNO_3 , 2 г NaF и 2 г $\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4$.

Для дезактивации хлопчатобумажной спецодежды рекомендуется 0,5 — 1%-ные растворы ЭДТУ ($\text{pH} \sim 3,5$) или 5%-ный раствор лимонной кислоты с добавкой 0,1 н. HNO_3 . Для очистки пленочной спецодежды применяют 8%-ный раствор HCl . Небольшие загрязнения можно удалить с одежды при обычной стирке с хозяйственным мылом или стиральным порошком. Но следует подчеркнуть, что любая стирка спецодежды проводится только в специально оборудованных прачечных.

Ликвидацию радиоактивных загрязнений проводят всегда в спецодежде и перчатках. Начинать дезактивацию следует с менее загрязненных участков, переходя постепенно к более загрязненным.

Если пролито жидкое радиоактивное вещество, необходимо:

- 1) с помощью фильтровальной бумаги или опилок задержать растекание активного раствора по поверхности;
- 2) удалить жидкость, собирая

* Нормы допустимых остаточных загрязнений приведены в табл. 8, стр. 44

ее сначала при помощи пипетки со шприцем, а затем кусками фильтровальной бумаги или ваты; 3) несколько раз обработать загрязненный участок дезактивирующим раствором (удаляя каждый раз раствор, как указано в п. 2); 4) почистить место загрязнения специальной щеточкой (или тампоном из ваты), промыть несколько раз водой и высушить.

Если в лаборатории рассыпан радиоактивный порошок, необходимо тотчас накрыть сверху загрязненный участок (например, чашкой Петри или фильтровальной бумагой), немедленно выключить вентиляционные установки, после чего надеть спецодежду и респиратор и приступить к дезактивации. Сухое радиоактивное вещество сначала собирают с помощью слегка увлажненной тряпки или ваты (эту процедуру следует проводить, используя пинцет, дистанционные щипцы или захваты), после чего загрязненную поверхность дезактивируют так же, как в предыдущем случае.

Загрязненные материалы, использованные при дезактивации, собирают в закрытую тару и сдают вместе с радиоактивными отходами.

Эффективность дезактивации контролируют дозиметрическими приборами. По окончании дезактивации обязательно приглашают дежурного дозиметриста, который должен убедиться в ликвидации загрязнений и дать разрешение продолжать работы в данном помещении.

При постоянном соблюдении всеми работающими правил, регламентирующих радиационную безопасность, случаи аварийных радиоактивных загрязнений в лаборатории весьма редки. Тем не менее практически повседневно работающему приходится иметь дело с дезактивацией: мыть посуду из-под радиоактивных веществ, перчатки и руки после работы. Загрязненную радиоактивным веществом посуду рекомендуется поместить на 1 — 1,5 ч в большой стеклянный сосуд, заполненный 3%-ной соляной кислотой и 10%-ной лимонной кислотой. Затем посуду переносят на 15 — 20 мин в сосуд с хромовой смесью, промывают горячей водой и сушат.

Загрязнения с поверхности тела следует удалять немедленно по обнаружении, так как с течением времени происходит диффузия изотопа с поверхностных участков кожи в глубинные, а отдельные радиоактивные вещества могут целиком всасываться через кожу в организм. При небольших загрязнениях радиоактивные вещества сравнительно легко удаляются с кожи мытьем в течение 3 — 5 мин проточной теплой (не горячей) водой с применением хозяйственного мыла и мягкой щетки. Более значительные загрязнения требуют применения специальных дезактивирующих составов или паст (типа НЭДЭ и др.) — с учетом изотопного состава загрязнения. Основные компоненты паст — это стандартные моющие средства (хозяйственное мыло, стиральные порошки «Эра», «Лотос», «Новость»), комплексообразующие вещества (гексаметафосфат натрия, поликомплексон), наполнители, служащие для механической очистки (обычно смесь глины и молотой пемзы) и смягчители (карбоксиметилцеллюлоза и др.), назначение которых — предотвратить раздражение кожи.

Очистка рук с использованием паст проводится следующим образом. Руки смачивают водой и наносят на них 5 — 10 г пасты. Затем пасту

с небольшим количеством воды растирают на ладонях, между пальцами и на тыльной стороне кисти до получения равномерного слоя. После 2 — 3 мин протирания пасту смывают проточной водой.

При дезактивации тела нельзя применять органические растворители, так как они способствуют проникновению радиоактивных веществ через кожу.

Дезактивацию следует проводить до тех пор, пока уровни загрязненности не станут ниже предельно допустимых. Предельно допустимые уровни загрязненности предметов β -радиоактивными изотопами приведены в табл. 8.

Таблица 8

Допустимые уровни загрязнения различных предметов

Объект загрязнения	Допустимая загрязненность, β -частиц/см ² ·мин
Руки, кожные покровы, полотенце	100
Спецодежда (халаты, перчатки с наружной стороны, спецобувь с наружной стороны)	800
Рабочие поверхности и оборудование	2000

Удаление радиоактивных отходов. Жидкие отходы считаются радиоактивными, если содержание в них радиоактивных веществ превышает среднегодовые допустимые концентрации СДК для воды. Значения СДК некоторых радиоактивных изотопов в воде приведены в табл. 9.

Таблица 9

Среднегодовые допустимые концентрации в воде (СДК, Ки/л) некоторых радиоактивных изотопов

Изотоп	СДК	Изотоп	СДК	Изотоп	СДК
³ H	$3,2 \cdot 10^{-6}$	⁵⁹ Fe	$5,3 \cdot 10^{-8}$	⁹¹ Y	$2,6 \cdot 10^{-8}$
¹⁴ C	$8,2 \cdot 10^{-7}$	⁶⁰ Co	$3,5 \cdot 10^{-8}$	¹³¹ I	$2,0 \cdot 10^{-9}$
³² P	$1,9 \cdot 10^{-8}$	⁶⁵ Zn	$1,0 \cdot 10^{-7}$	¹³⁴ Cs	$8,6 \cdot 10^{-9}$
³⁵ S	$6,3 \cdot 10^{-8}$	⁷⁶ As	$1,9 \cdot 10^{-8}$	²⁰⁴ Tl	$6,1 \cdot 10^{-8}$
⁴⁵ Ca	$9,1 \cdot 10^{-9}$	⁸⁹ Sr	$1,2 \cdot 10^{-8}$	²¹⁰ Po	$7,3 \cdot 10^{-10}$
⁵¹ Cr	$1,5 \cdot 10^{-8}$	⁹⁰ Sr	$4,0 \cdot 10^{-10}$	²²⁸ Ra	$1,2 \cdot 10^{-10}$

В хозяйственно-бытовую канализацию допускается слив жидких радиоактивных отходов только в том случае, если их концентрация превышает СДК для воды не более чем в 10 раз, причем в коллекторе данного учреждения обеспечивается десятикратное разбавление радиоактивных сточных вод нерадиоактивными. Для короткоживущих изотопов применимо выдерживание жидких радиоактивных отходов в

специальных отстойниках в течение времени, соответствующего 8 — 10 периодам полураспада, после чего также возможен слив отходов в бытовую канализацию.

В общем случае жидкие радиоактивные отходы концентрируют (выпариванием, осаждением и т. д.) и, если возможно, переводят в твердое состояние. Твердые радиоактивные остатки сжигают в специальных печах. Зола и сконцентрированные жидкие отходы помещают в контейнеры и захороняют в земле в бетонированных «могильниках» для радиоактивных отходов, построенных на отведенной для этой цели территории.

Вопросы

1. Какие процессы лежат в основе биологического действия излучений? От каких факторов зависит поражающее действие облучения?
2. Какие виды излучения наиболее опасны: а) при внешнем и б) при внутреннем облучении?
3. Чем определяется степень радиотоксичности радиоактивных веществ?
4. Что такое экспозиционная доза и поглощенная доза? Какова их размерность в системе СИ?
5. Дайте определение рентгена и рада.
6. При каких условиях поглощенная доза в воздухе равна экспозиционной дозе?
7. Каким образом можно измерить поглощенную дозу для биологической ткани?
8. Определите понятия «коэффициент качества», «эквивалентная доза», «биологический эквивалент рада».
9. Определите понятие предельно допустимой дозы. В каких единицах выражают предельно допустимую дозу и какова ее величина для персонала?
10. Приведите выражения для интенсивности потока в случае моноэнергетического излучения и излучения с дискретным спектром.
11. Приведите вывод формулы для расчета дозы, создаваемой параллельным потоком γ -квантов.
12. Как рассчитать дозу от источника γ -излучения, если с помощью радиометрического прибора измерена регистрируемая активность этого источника?
13. Что такое гамма-постоянная? Как рассчитать гамма-постоянную и как определить ее величину экспериментально?
14. Как определить дифференциальные и полную ионизационные постоянные для изотопа со сложным составом γ -излучения, пользуясь графиком зависимости величины ионизационной постоянной от энергии γ -квантов?
15. Как рассчитывается доза, создаваемая точечным источником γ -излучения, если известна активность источника в мКи?
16. Дайте определение понятия «миллиграмм-эквивалент радия». Как найти активность источника, выраженную в мг-экв радия? Как рассчитать дозу, создаваемую точечным источником γ -излучения, если активность источника выражена в мг-экв радия?
17. В чем заключаются особенности расчета доз от источников β -излучения?
18. Как рассчитать дозу β -излучения, поглощаемую в слое, толщина которого равна максимальному пробегу β -частиц, зная регистрируемую активность источника?
19. Напишите формулу для расчета дозы от точечного источника со сложным составом β -излучения.
20. В чем заключается «защита временем» и «защита расстоянием»?
21. Чем определяется выбор материала защитных экранов? Какие материалы используются для защиты от α -, β -, γ -излучения и нейтронов?
22. При каких условиях можно не учитывать тормозное излучение при конструировании защиты от β -излучения?

23. В чем различие между «узким» и «широким» пучком γ -излучения?
24. Как определяется и от чего зависит величина дозового фактора накопления?
25. Напишите формулу для расчета дозы, создаваемой за защитным экраном широким пучком γ -излучения.
26. Каким образом производится расчет защиты от γ -излучения сложного состава?
27. Назовите важнейшие типы индивидуальных дозиметров.
28. Какие принципы положены в основу классификации работ с радиоактивными веществами?
29. Как проводится дезактивация при загрязнении рабочих поверхностей:
а) жидкими; б) порошкообразными радиоактивными веществами?
30. Каковы основные правила работы с радиоактивными веществами в лаборатории?
31. Как перерабатывают и удаляют радиоактивные отходы?